

2020年12月23日

日本原燃株式会社

2020年12月2日提出版

廃棄物埋設施設における 許可基準規則への適合性について (抜粋)

2020年12月
日本原燃株式会社

【凡例】

「廃棄物埋設事業変更許可申請書」の記載部分について、以下のとおりマーキング表示を実施。

本文記載・・・「黄色」

本文・添付書類ともに記載・・・「黄色」

添付書類記載・・・「水色」

廃棄物埋設施設における
許可基準規則への適合性について

第十条 廃棄物埋設地のうち第四号

(廃止措置の開始後の評価)

線量評価パラメータ

-パラメータ根拠集-

2020年12月

日本原燃株式会社

廃棄体中の C1-36 放射エネルギーの設定について

目 次

1. はじめに.....	1
2. 1号廃棄物埋設施設.....	1
(1) 均質・均一固化体となる廃棄物のCl-36濃度.....	1
(2) 均質・均一固化体の放射エネルギーへの換算.....	4
(3) 総放射エネルギーの算出.....	4
(4) 最大放射能濃度の算出.....	6
3. 2号廃棄物埋設施設及び3号廃棄物埋設施設.....	6
(1) 充填固化体となる廃棄物のCl-36濃度.....	6
(2) 2号廃棄物埋設施設の総放射エネルギー及び最大放射能濃度の算出.....	9
(3) 3号廃棄物埋設施設の総放射エネルギー及び最大放射能濃度の算出.....	12
4. 参考文献等.....	13

資料1 原子炉冷却材におけるCl-36濃度について

資料2 濃縮廃液の分析データについて

資料3 濃縮廃液の分析データの評価方法「ブートストラップ法」について

資料4 BWR樹脂 タンクからのサンプルの採取方法の妥当性及び当該サンプルの代表性について

資料5 BWR樹脂 BWR再生処理ありの濃縮廃液の最大値を採用する根拠について

資料6 濃縮廃液のCl-36濃度から均質・均一固化体の放射エネルギーへの換算方法及びパラメータについて

資料7 固体状廃棄物のCl-36濃度算定に関する根拠について

資料8 GCR 溶融固化体における塩素移行バランスについて

資料9 分析データ数の妥当性について

資料10 1号、2号及び3号廃棄物埋設施設のCl-36を考慮した線量評価結果について

資料11 各廃棄物埋設地における埋設実績を考慮した現実的な放射エネルギー設定をした場合のCl-36の線量寄与及び相対重要度について

資料12 Cl-36の最大放射能濃度及び総放射エネルギーの管理について

資料13 廃棄物確認におけるCl-36の放射能濃度評価方法について

1. はじめに

C1-36 の総放射エネルギーと最大放射能濃度の設定方法は、以下の理由から、他の放射性物質とは別に設定する。

- ・C1-36 は、主に原子炉冷却材中に不純物として微量に含まれる安定塩素 (C1-35) が炉心で放射化 [C1-35 (n, γ) C1-36] して生成すると考えられており、他の放射性物質 (腐食生成物は原子炉構成材料中の元素成分、核分裂生成物はウラン元素) とは生成源が異なるため、固有の検討が必要であること。
- ・均質・均一固化体においては、濃縮廃液の分析データに基づき C1-36 の放射エネルギーを検討しているため、この検討は、プラントの分類を含め、C1-36 固有のものとなること。
- ・充填固化体においては、イオンとして存在する C1-36 と、クラッド中に存在する C1-36 の両者が相違する挙動を示すため、この検討も C1-36 固有のものとなること。

なお、当社は、C1-36 に関して「日本原燃(株)六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターにおける低レベル放射性廃棄物の線量評価と今後の対応の報告について」(以下「2011 年報告書」という。)を 2011 年 8 月 31 日に旧原子力安全・保安院に提出した。その後、2011 年報告書の妥当性評価のため、「六ヶ所低レベル放射性廃棄物の線量評価に係る意見聴取会」(以下「意見聴取会」という。)が 2011 年 9 月 29 日～2012 年 3 月 13 日に計 4 回開催され、意見聴取会の結果を受けて、旧原子力安全・保安院から当社に対して 2012 年 3 月 30 日に「日本原燃株式会社六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターにおける低レベル放射性廃棄物に係る塩素 36 の線量評価及び今後の対応について(指示)」(以下「指示文書」という。)が出された。

この指示を受けて、C1-36 の総放射エネルギー及び最大放射能濃度の設定に際して必要となるデータ取得等については、主に電気事業者において検討を進めてきた。

2. 1 号廃棄物埋設施設

(1) 均質・均一固化体となる廃棄物の C1-36 濃度

1 号廃棄物埋設施設では、加圧水型原子炉 (以下「PWR」という。)、沸騰水型原子炉 (以下「BWR」という。)及び黒鉛減速ガス冷却炉 (以下「GCR」という。)から発生する濃縮廃液の均質・均一固化体、一部に BWR から発生する樹脂の均質・均一固化体を対象に検討を行う。

(i) 濃縮廃液

a. プラントの分類

PWR 及び BWR においては、以下のとおり、それぞれ樹脂に対して処理を行っており、処理の有無によってプラントを分類する必要がある。

- ・原子炉冷却材(PWR・BWR 共通)中の C1-36 濃度：C1-36 は、主に原子炉冷却材中の安定塩素が炉心で放射化して生成するものと推定されているが、炉内構造物の腐食低減対策の観点から原子炉冷却材の安定塩素濃度は管理されているため、生成される C1-36 の濃度の変動は小さいこと(資料 1 参照)。
- ・PWR：PWR の使用済樹脂の処理(溶離処理)を行うプラントでは、使用済樹脂から溶出する濃度の高い C1-36 を含む廃液の混入により、濃縮廃液の C1-36 の濃度が高くなること。
- ・BWR：復水浄化系樹脂の薬品再生処理を行うプラントでは、樹脂に蓄積していた C1-36 の濃縮廃液への移行により、濃縮廃液の C1-36 の濃度が高くなること。

したがって、濃縮廃液の分析データを、PWR では使用済樹脂の溶離処理あり／なし、BWR では復水浄化系樹脂の再生処理あり／なしにプラントを分類する。

なお、分析データを取得できない運転初期に製作した廃棄体については、これまでに取得した濃縮廃液の測定データについて経年的な変化の傾向が認められないこと、また、C1-36 と同様に原子炉内で放射化して生成する C1-38 の原子炉冷却材の濃度の分析結果を調査したところ経年的な変動の傾向は認められないことから、至近のデータを用いて評価することは妥当である(第 2 回意見聴取会 資料 3-1 参照)。

また、GCR は 1 発電所のため、個別に扱うものとする。

b. 分析データの統計処理

分析データを統計処理して濃縮廃液の C1-36 濃度を設定する際、当初は分析データの算術平均の 95%信頼区間の上限を設定値としていた。しかし、分析データは正規分布を示しておらず、中心極限定理を仮定するにはデータ数が必ずしも十分ではなかったことから、この評価方法については再検討が必要とされていた。

そこで、電気事業者にて評価方法を検討した結果、以下のとおり、ブートストラップ法(t-信頼区間の分散安定化変換)を適用する。

- ・廃棄体の放射能濃度評価方法として、H-3、C-14 及び Tc-99(ただし、PWR では C-14 を除く)では平均放射能濃度法を適用しており、その設定方法では分析データ

の算術平均を 1.2 倍している。C1-36 に対しても平均放射能濃度法は適用可能であると考えられるものの、データ数が必ずしも十分でないことを踏まえ、本評価に当たってはブートストラップ法を採用し、C1-36 に対して更に保守的となるような設定とする(参考として、算術平均を 1.2 倍した結果を第 1 表に示す)。

- ・なお、意見聴取会の委員及び統計学の専門家の意見を踏まえた結果、実際のデータのばらつきを考慮して、比較的信頼性の高い信頼区間を求めることができるブートストラップ法を採用することは適切であり、ブートストラップ法にある信頼区間の算出方法(Percentile、BCa 法等)の中でも、比較的保守的な評価結果となる t-信頼区間を分散安定化変換する方法⁽¹⁾が妥当であると判断する。(資料 3 参照)

電気事業者にて、発電所での濃縮廃液の発生年度について、できるだけ広範な領域で測定し、プラントの分類ごとに 30 点以上を目安(資料 9 参照)として、別途整備した分析手法を用いて分析データを蓄積した結果(資料 2 参照)、濃縮廃液の C1-36 濃度の計算結果は第 1 表に示すとおりとなった。

なお、GCR については、濃縮廃液の C1-36 濃度を同様に計算すると第 1 表のとおりになるが、1 号廃棄物埋設施設には GCR の均質・均一固化体を埋設していないことから、放射能量の設定に際しては考慮していない。

第 1 表 濃縮廃液の C1-36 濃度の計算結果

(単位：Bq/t)

プラントの分類		PWR		BWR		GCR
		溶離処理 あり	溶離処理 なし	再生処理 あり	再生処理 なし	-
算術平均		9.91×10^4	1.87×10^3	3.12×10^4	3.63×10^3	1.87×10^5
母平均 95% 信頼区間 上限	ブート ストラップ法*1	1.43×10^5	2.59×10^3	4.33×10^4	5.14×10^3	2.55×10^5
	参考：算術上	1.34×10^5	2.39×10^3	4.13×10^4	4.80×10^3	2.54×10^5
参考：算術平均×1.2 倍		1.19×10^5	2.24×10^3	3.74×10^4	4.36×10^3	2.24×10^5
データ数*2		37	71	33	51	11

*1：t-信頼区間の分散安定化変換

*2：ND 除く

(ii) BWR から発生する樹脂

BWR 樹脂は、主に復水浄化系で発生している粉状樹脂又は粒状樹脂である。これらの使用済樹脂は、タンクに一括で貯蔵されているため年度ごとの分析データの蓄積が難しい。そのため、BWR 樹脂の均質・均一固化体を既に埋設している発電所(3 発電所)から、各発電所 1 点以上を原則として、電気事業者にて可能な範囲で分析データを蓄積した。その結果、全データ 9 点のうち 7 点が検出限界以下となり、再生処理ありの濃縮廃液の最大値を超える値は測定されなかった(資料 5 参照)。これらの樹脂は、薬品再生を行う前の樹脂が主要な発生源であり、プラント内の移行量を評価すると、再生処理ありの濃縮廃液の濃度とほぼ同じになると評価されるため、BWR 再生処理ありの濃縮廃液の C1-36 濃度の最大値を採用する(資料 5 参照)。

(2) 均質・均一固化体の放射エネルギーへの換算

均質・均一固化体の放射エネルギー(Bq/本)については、発電所の廃棄体種類別に、「2. (1) 均質・均一固化体となる廃棄物の C1-36 濃度」に示す濃縮廃液の C1-36 濃度(Bq/t)より換算する。

なお、この換算に必要なパラメータは、該当する電気事業者が各発電所の運転実績等を調査して設定する(資料 6 参照)。

(3) 総放射エネルギーの算出

発電所の廃棄体種類別の埋設実績から、「(2) 均質・均一固化体の放射エネルギーへの換算」に示す均質・均一固化体の放射エネルギーを用いて、1 号廃棄物埋設施設の 1 群から 6 群の各群の放射エネルギーの積算値を求める。この結果を第 2 表に示す。

第 2 表 1 号廃棄物埋設施設の 1 群から 6 群の放射エネルギーの積算値

(単位 : Bq)

群	1 群	2 群	3 群	4 群	5 群	6 群
積算値	2.4×10^8	1.7×10^8	1.5×10^8	1.7×10^8	3.0×10^8	4.6×10^8

第 2 表から、各群の放射エネルギーが均一かつ保守側となるように、各群の放射エネルギーの最大値(4.6×10^8 Bq)を、各群における均質・均一固化体の放射エネルギーとする。

ただし、1 号廃棄物埋設施設 7, 8 群に埋設される予定の固体状廃棄物の充填固化体の放射エネルギーは、「3. 充填固化体」で検討するものとする。

上記の均質・均一固化体及び充填固化体の放射エネルギーを基に、埋設数量を用いて比例計算を行い、想定する放射エネルギーを求めた結果を第3表に示す。

なお、均質・均一固化体と充填固化体を埋設する1号7,8群に関しては、7群の5基に充填固化体を埋設するものとし、また、8群の1基に均質・均一固化体を、4基には充填固化体をそれぞれ埋設するものとする。さらに、8群の充填固化体を埋設する4基のうち1基については、均質・均一固化体として製作されたセメント固化体を破砕し、セメント系充填材で一体に固型化した充填固化体(均質・均一固化体と放射エネルギーが同等の充填固化体)(以下「セメント破砕物充填固化体」という。)を埋設するものとして想定する放射エネルギーを設定する。

総放射エネルギーについては、今後の放射エネルギーの変動に対する余裕度を考慮し、上記の想定する放射エネルギーに対して、均質・均一固化体は10倍、充填固化体は5倍(重量が3号廃棄物埋設施設の半分であることを考慮)とする。

以上から、1号廃棄物埋設施設の総放射エネルギーは、第3表に示すとおりを設定する。

第3表 1号廃棄物埋設施設の総放射エネルギー

(単位: Bq)

群	1群から6群	7群	8群		合計	
埋設数量	153,600本	25,600本	15,360本	5,120本	5,120本	204,800本
廃棄体種類	均質・均一固化体	充填固化体	充填固化体	均質・均一固化体	セメント破砕物充填固化体	—
想定する放射エネルギー	2.8×10^9	2.9×10^4	1.7×10^4	9.2×10^7	9.2×10^7	2.9×10^9
設定方法	$4.6 \times 10^8 \text{Bq} \times 6$ 群 $= 2.76 \times 10^9 \text{Bq}$	1.1Bq/本 $\times 25,600$ 本 $= 2.82 \times 10^4 \text{Bq}$	1.1Bq/本 $\times 15,360$ 本 $= 1.69 \times 10^4 \text{Bq}$	$4.6 \times 10^8 \text{Bq}$ /5基 $= 9.20 \times 10^7 \text{Bq}$	8群均質・均一固化体と同じ	—
総放射エネルギー	2.8×10^{10}	1.5×10^5	8.5×10^4	9.2×10^8	9.2×10^8	2.9×10^{10}
総放射エネルギーの余裕度	10倍	5倍	5倍	10倍	10倍	—
【参考】 総放射エネルギー (意見聴取会時 ^{*1})	3.24×10^9	5.4×10^8	3.24×10^8	1.08×10^8	1.08×10^8	4.32×10^9

*1: 意見聴取会で示した1群当たりの放射エネルギー $5.4 \times 10^8 \text{Bq}$ を基に、埋設数量を用いて比例計算した。

1号7,8群において、充填固化体の放射エネルギー(7群(25,600本): $1.5 \times 10^5 \text{Bq}$ 、8群(15,360

本) : $8.5 \times 10^4 \text{Bq}$ は、均質・均一固化体の放射エネルギー(8群(5, 120本) : $9.2 \times 10^8 \text{Bq}$)及びセメント破砕物充填固化体の放射エネルギー(8群(5, 120本) : $9.2 \times 10^8 \text{Bq}$)と比較して非常に小さい。また、今後の廃棄物搬出計画に基づく、充填固化体のうち放射エネルギーの大きい GCR 熔融固化体及び PWR の一次系の浄化系で使用している液体フィルタ(以下「PWR 液体フィルタ」という。)を 1 号廃棄物埋設施設に埋設する計画がなく、変更を行う 7 群及び 8 群の放射エネルギー(7 群及び 8 群(51, 200 本) : $1.9 \times 10^9 \text{Bq}$)は、1 号全体での放射エネルギー(1 群から 8 群合計(204, 800 本) : $2.9 \times 10^{10} \text{Bq}$)と比較して十分に小さい。しかし、1 号廃棄物埋設施設については、覆土完了後における公衆の受ける線量の評価において C1-36 の相対重要度が 1%以上となることから、C1-36 を主要な放射性物質として選定する(線量評価結果については資料 10 を参照)。

(4) 最大放射能濃度の算出

均質・均一固化体の最大放射能濃度は、1 号廃棄物埋設施設での他の主要な放射性物質の設定と同じ方法で算出し、 $9.2 \times 10^7 \text{Bq/t} (= (2.76 \times 10^{10} + 9.20 \times 10^8 + 9.20 \times 10^8) \text{Bq} / 60,000 \text{t}^{*1} / (153,600 + 5,120 + 5,120) \text{本} \times 204,800 \text{本} \times 150^{*2})$ とする。

充填固化体の最大放射能濃度は、2 号廃棄物埋設施設での他の主要な放射性物質の設定と同じ方法で算出すると $1.1 \times 10^4 \text{Bq/t} (= 2.25 \times 10^5 \text{Bq} / 60,000 \text{t}^{*1} / 40,960 \text{本} \times 204,800 \text{本} \times 600^{*3})$ となるため、最大放射能濃度は高い側の $9.2 \times 10^7 \text{Bq/t}$ とする。

*1 : 埋設総重量

*2 : 現行の 1 号廃棄物埋設施設にて主要な放射性物質に設定されている係数(放射能濃度の分布を考慮して、平均放射能濃度(重量 300kg/本と設定)の 150 倍として設定)

*3 : 現行の 2 号廃棄物埋設施設にて主要な放射性物質に設定されている係数(放射能濃度の分布を考慮して、平均放射能濃度(重量 300kg/本と設定)の 600 倍として設定)

3. 2 号廃棄物埋設施設及び 3 号廃棄物埋設施設

(1) 充填固化体となる廃棄物の C1-36 濃度

2 号廃棄物埋設施設及び 3 号廃棄物埋設施設では、PWR と BWR の固体状廃棄物(熔融固化体を含む。)、PWR 液体フィルタ及び GCR 熔融固化体の充填固化体が対象となる。

ただし、PWR 液体フィルタについては、1 号廃棄物埋設施設及び 2 号廃棄物埋設施設には埋設しないことから、3 号廃棄物埋設施設のみが対象となる。

また、GCR 溶融固化体については、1 号廃棄物埋設施設及び 3 号廃棄物埋設施設には埋設しないことから、2 号廃棄物埋設施設のみが対象となる。

(i) 固体状廃棄物の充填固化体

固体状廃棄物に付着する C1-36 の汚染メカニズムとして、以下の①～③を考慮して廃棄体 1 本当たりの放射能濃度を検討する(資料 7 参照)。

- ①配管内面等における陰イオンの C1-36 の付着(資料 7「1. 充填固化体中の廃棄物表面への付着について」参照)
- ②配管内面等におけるクラッド(原子炉冷却材等に存在する腐食生成物)に同伴した C1-36 の付着(資料 7「2. C1-36/Co-60 濃度比データの相関性」)
- ③廃棄物表面に付着した系統水が蒸発することに伴う塩としての残留(資料 7「1. 充填固化体中の廃棄物表面への付着について」参照)

上記について、検討した結果を第 4 表に示す。

第 4 表 固体状廃棄物の充填固化体における C1-36 放射エネルギーの設定値

項目		設定値	出典
① 吸着 平衡	付着係数 (mL/cm ²)	3.0×10 ⁻⁴ (SUS の C1 に対する測定値)	文献値 ⁽²⁾
	原子炉冷却材 C1-36 濃度 (Bq/mL)	4.0×10 ⁻⁴ (PWR 分析データ 13 点の最大値 3.77×10 ² Bq/t を基に設定した値)	資料 1 「原子炉冷却材における C1-36 濃度について」 第 1 表
	比表面積 (cm ² /g)	0.88 (既往の実態調査結果)	文献値 ⁽³⁾
	充填量 (kg/本)	305 (既往の実大規模試験結果)	文献値 ⁽³⁾
	合計 (Bq/本)	3.2×10 ⁻²	-
② クラッド	C1-36/Co-60 濃度比 (-)	5.0×10 ⁻⁸ (PWR 液体フィルタ 38 点の算術平均、 BWR でも検証)	資料 7 「7.2(1)d. スケーリングファクタの計算」
	Co-60 充填固化体 放射エネルギー (Bq/本)	1.0×10 ⁷ (埋設実績の算術平均の 95%信頼区間上限)	-
	合計 (Bq/本)	5.0×10 ⁻¹	-
③ 付着 水	付着水厚さ (μm)	50 (測定結果の最大値を基に設定した値)	文献値 ⁽²⁾
	原子炉冷却材 C1-36 濃度 (Bq/mL)	4.0×10 ⁻⁴ (「①吸着平衡」で設定した値と同じ)	資料 1 「原子炉冷却材における C1-36 濃度について」 第 1 表
	比表面積 (cm ² /g)	0.88 (既往の実態調査結果)	文献値 ⁽³⁾
	充填量 (kg/本)	305 (既往の実大規模試験結果)	文献値 ⁽³⁾
	合計 (Bq/本)	5.4×10 ⁻¹	-
合計 (Bq/本)		1.1×10 ⁰	-

第 4 表に関して、設定の考え方は以下のとおりである。

- ・①吸着平衡の原子炉冷却材 C1-36 濃度は、資料 1 「原子炉冷却材における C1-36 濃度について」 第 1 表に示す原子炉冷却材の分析データに基づき設定する。値の設定に当たっては、PWR における分析データ (13 点) と BWR における分析データ (6 点) の最大値を比較し、C1-36 濃度の高い PWR における分析データ (13 点) の最大値を保守的に丸めた 4.0×10⁻⁴Bq/mL を設定値とする。
- ・①吸着平衡の付着係数及び③付着水の付着水厚さは、基礎的な試験を実施した結果⁽²⁾である。
- ・②クラッドの C1-36/Co-60 濃度比は、30 点以上を目安(資料 9 参照)として PWR 液

体フィルタにて分析データを蓄積し、スケーリングファクタの成立性を確認した上で、この分析データの算術平均を設定値とする。また、BWRでも固体状廃棄物(18点)及び炉水クラッド(12点)にて分析データを取得し、スケーリングファクタの成立性を確認した上で、BWRにおけるC1-36/Co-60濃度比の算術平均がPWRにおけるC1-36/Co-60濃度比の算術平均よりも小さくなることを確認する(資料7参照)。

- ・②クラッドのCo-60の充填固化体放射エネルギーは、2号廃棄物埋設施設の現状までの埋設実績に基づき、算術平均の95%信頼区間の上限を設定値とする。
- ・①吸着平衡及び③付着水における固体状廃棄物の比表面積は、既往の実態調査結果及び充填量は実規模大の模擬廃棄物の試験結果に基づき設定する。なお、いずれの設定値も「充填固化体の標準的な製作方法」⁽³⁾に基づいている。
- ・熔融固化体については、熔融処理によりC1-36が気体廃棄物に移行する可能性があるが、保守的に移行は生じないものとする。

(ii) PWR 液体フィルタ

PWR 液体フィルタのC1-36濃度は、分析データ(38点)から、濃縮廃液の統計処理に合わせて、算術平均の95%信頼区間上限(ブートストラップ法:t-信頼区間の分散安定化変換)の計算結果 $1.2 \times 10^5 \text{Bq/t}$ とする。

また、PWR 液体フィルタのC1-36濃度から充填固化体のC1-36放射エネルギーへの換算は、 $7.8 \times 10^2 \text{Bq/本} = 1.2 \times 10^5 \text{Bq/t} \times 500 \text{g/個}$ (液体フィルタの平均的な想定重量) $\times 13$ 個/本(ドラム内への液体フィルタの平均的な想定収納個数)とする。

(iii) GCR 熔融固化体

GCR 熔融固化体(埋設済144本)のC1-36放射エネルギーは、熔融処理を行う際の塩素の移行バランスに基づき $2.0 \times 10^7 \text{Bq}$ とする。

なお、電気事業者において熔融処理を行う際の塩素の移行バランスを東海発電所の原子炉に近い条件で評価を行い、熔融固化体への移行率(2%)が保守的な結果であることを確認している(資料8参照)。

(2) 2号廃棄物埋設施設の総放射エネルギー及び最大放射能濃度の算出

(i) 2号廃棄物埋設施設の総放射エネルギーの算出

以下の①及び②に基づき、1,2群から7,8群の2群ごとの放射エネルギーの積算値を求めた結果を第5表に示す。

なお、PWR 液体フィルタについては、2011 年 8 月 31 日の旧原子力安全・保安院への 2011 年報告書の提出以降に 2 号廃棄物埋設施設への埋設実績はなく、また、今後も 2 号廃棄物埋設施設に埋設する計画はないことから、2 号廃棄物埋設施設の検討対象には含まないこととする。

①固体状廃棄物については、「3. (1) (i) 固体状廃棄物の充填固化体」の充填固化体の放射能量($1.1 \times 10^0 \text{Bq/本}$)と埋設数量(25,920 本/群)から放射能量を計算し、設定値とする。

②GCR 溶融固化体については、上記「3. (1) (iii) GCR 溶融固化体」の埋設済の放射能量を設定値とする。

総放射能量は、上記の積算値から、最大である 3,4 群の放射能量($2.0 \times 10^7 \text{Bq}$)を、全ての各 2 群において想定する放射能量とし、この想定する放射能量に対して、裕度を考慮し、全ての充填固化体について 10 倍とする。

以上から、2 号廃棄物埋設施設の総放射能量は、第 5 表に示すとおりを設定する。

第5表 2号廃棄物埋設施設の総放射能量

(単位：Bq)

群	1, 2 群	3, 4 群	5, 6 群	7, 8 群	合計
埋設数量	51,840 本	51,840 本	51,840 本	51,840 本	207,360 本
積算値	5.7×10^4	2.0×10^7	5.7×10^4	5.7×10^4	2.0×10^7
設定方法	1, 2 群の固体状廃棄物 1.1×10^0 Bq/本 $\times 25,920$ 本 $\times 2$ 群 $= 5.7 \times 10^4$ Bq	GCR 溶融固化体 (2.0×10^7 Bq) は 3 群に埋設済 3, 4 群合計 $5.7 \times 10^4 + 2.0 \times 10^7 = 2.0 \times 10^7$ Bq	1, 2 群と同じ		-
想定する放射能量*1	2.0×10^7	2.0×10^7	2.0×10^7	2.0×10^7	8.0×10^7
総放射能量	2.0×10^8	2.0×10^8	2.0×10^8	2.0×10^8	8.0×10^8
総放射能量の裕度	10 倍	10 倍	10 倍	10 倍	-
【参考】 総放射能量 (意見聴取会時*2)	2.45×10^7	2.45×10^7	2.45×10^7	2.45×10^7	9.8×10^7

*1: 積算値が最大となる 3, 4 群の放射能量 (2.0×10^7 Bq) を、各 2 群で想定する放射能量とする。

*2: 3, 4 群に固体状廃棄物が各 25,000 本、3 群に GCR 溶融固化体 144 本、4 群に PWR 液体フィルタ 5,000 本 (PWR 液体フィルタの埋設数量は 1992 年度末廃棄物貯蔵データに基づき設定。) が埋設されるものとして 3, 4 群の放射能量を計算し、各 2 群のうち放射能量が最大である 3, 4 群の放射能量を各 2 群の放射能量の設定値として設定した。

2号廃棄物埋設施設において、放射能量の積算値に基づく、充填固化体のうち固体状廃棄物の放射能量(各 2 群(51,840 本) : 5.7×10^4 Bq) は GCR 溶融固化体の放射能量(3 群(144 本) : 2.0×10^7 Bq) と比較して非常に小さい。また、今後の廃棄体搬出計画に基づく、充填固化体のうち放射能量の大きい GCR 溶融固化体及び PWR 液体フィルタを 2 号廃棄物埋設施設に埋設する計画がなく、5 群から 8 群の放射能量(5 群から 8 群(103,680 本) : 1.2×10^5 Bq) は、2 号全体での放射能量(1 群から 8 群合計(207,360 本) : 2.0×10^7 Bq) と比較して十分に小さく、線量影響が十分に小さいことを線量評価において確認する(線量評価結果については資料 10 を参照)。

加えて、C1-36 放射能量は、2011 年報告書に基づき自主管理を行っており、その放射能量の管理値(各 2 群 : 2.45×10^7 Bq、8 群合計 : 9.80×10^7 Bq) は第 5 表に示す総放射能

量よりも小さい値であり、今後も現在と同様の管理を継続することにより、資料 10 に示す線量評価値を上回らないような管理が可能である(自主管理の方法については資料 12 を参照)。

(ii) 2号廃棄物埋設施設の最大放射能濃度の算出

2号廃棄物埋設施設では、第5表の意見聴取会時の保守的な設定を用いても、固体状廃棄物の充填固化体の最大放射能濃度は $9.8 \times 10^5 \text{Bq/t}$ (= $9.8 \times 10^7 \text{Bq}/60,000 \text{t}$ (埋設総重量) $\times 600$ (現行の2号廃棄物埋設の主要な放射性物質に設定されている係数))となり、また、GCR 溶融体の最大放射能濃度は $2.4 \times 10^7 \text{Bq/t}$ (= $2.0 \times 10^7 \text{Bq}/0.851 \text{t}$ (144本の最低重量))となることから、最大放射能濃度は高い側の $2.4 \times 10^7 \text{Bq/t}$ とする。

(3) 3号廃棄物埋設施設の総放射エネルギー及び最大放射能濃度の算出

(i) 3号廃棄物埋設施設の総放射エネルギーの算出

主要な放射性物質の選定用の放射エネルギーは、固体状廃棄物については「3(1)(i) 固体状廃棄物の充填固化体」に示す固体状廃棄物の放射エネルギー($1.1 \times 10^9 \text{Bq/本}$)及び埋設数量(26,400本/基)を基に、PWR 液体フィルタについては「3.(1)(ii) PWR 液体フィルタ」に示すPWR 液体フィルタの放射エネルギー及び埋設数量(1,2埋設設備から7,8埋設設備の2基ごとに75本(8基で合計300本)埋設するものと設定する)を基に算出する。

なお、PWR 液体フィルタの埋設数量は、他の放射性物質の総放射エネルギーを超過しない範囲で、最大埋設数量を設定している。

総放射エネルギーは、主要な放射性物質の選定用の放射エネルギーに基づき評価すると、放射エネルギーが十分小さく主要な放射性物質とはならないことから、算出していない。

上記から、3号廃棄物埋設施設の主要な放射性物質の選定用の放射エネルギーは、第6表に示すとおりとする。

(ii) 3号廃棄物埋設施設の最大放射能濃度の算出

「(i) 3号廃棄物埋設施設の総放射エネルギーの算出」に示すとおり、3号廃棄物埋設施設ではC1-36は主要な放射性物質とはならないため、最大放射能濃度を設定していない。

第6表 3号廃棄物埋設施設の主要な放射性物質の選定用の放射能量

(単位：Bq)

埋設設備	1, 2 埋設設備	3, 4 埋設設備	5, 6 埋設設備	7, 8 埋設設備	合計
埋設数量	52, 800 本	52, 800 本	52, 800 本	52, 800 本	211, 200 本
主要な放射性物質の選定用	1.2×10^5	1.2×10^5	1.2×10^5	1.2×10^5	4.8×10^5
設定方法	固体状廃棄物のうち PWR 液体フィルタ 75 本を埋設 ($1.1 \times 10^9 \text{Bq/本}$) $\times ([26, 400 \times 2 - 75] \text{本})$ $+ (7.8 \times 10^2 \text{Bq/本})$ $\times (75 \text{本})$ $= (1.2 \times 10^5 \text{Bq})$	同左	同左	同左	-

4. 参考文献等

- (1) 汪金芳、桜井裕仁著(2011)：Rで学ぶデータサイエンス4ブートストラップ入門、共立出版
- (2) 本山光志、鈴木泰博、森本恵次、脇寿一、佐々木隆之(2015)：放射性固体廃棄物となるステンレス鋼等におけるCl-36の付着係数評価、原子力バックエンド研究、Vol. 22、No. 2
- (3) 北海道電力他9電力(2016)：充填固化体の標準的な製作方法

以上

資料1 原子炉冷却材における C1-36 濃度について

1. 原子炉冷却材の分析データ

これまでに取得された原子炉冷却材の分析データを第1表及び第1図に示す。

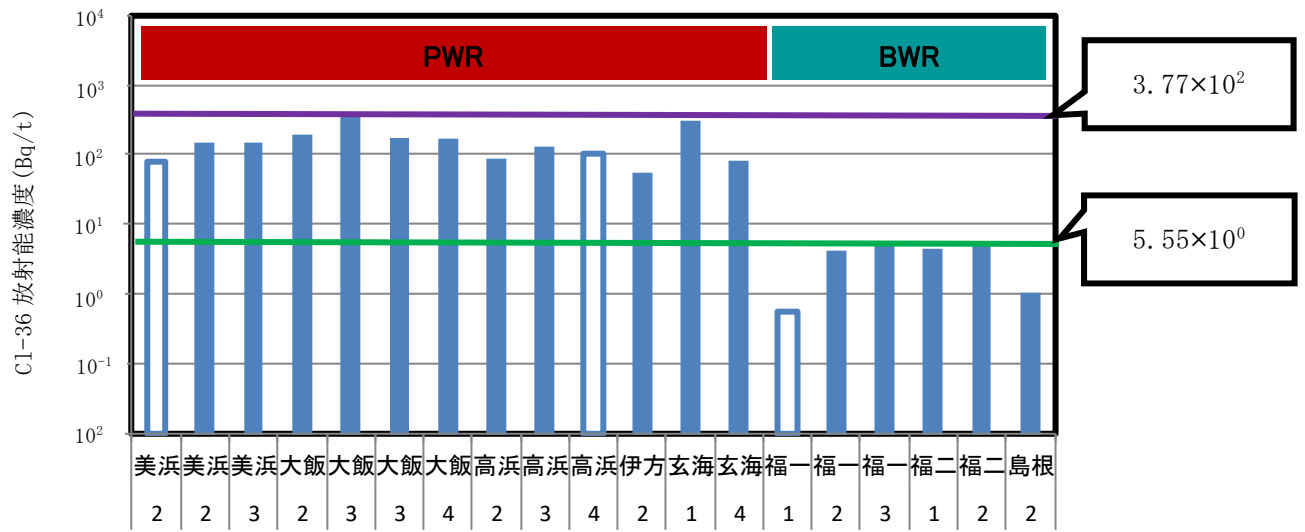
BWRと比較すると、PWRのC1-36濃度の方が高い傾向にあるが、PWR内及びBWR内でそれぞれ比較すると、おおむね同じようなC1-36濃度であった。

第1表 原子炉冷却材の分析データ

炉型	発電所	号機	溶離/再生 処理あり*1	対象試料中 C1-36放射能 濃度(Bq/t)	検出限界 濃度 (Bq/t)	回収率 (%)	対象試料の 発生時期	分析・測定 年月日	意見聴取 会以降の データ*2
PWR	美浜	2号機	○	ND	7.97×10^1	21.3	2010	2011/3/29	-
				1.50×10^2	3.40×10^1	76.4	2011	2014/2/27	○
		3号機	○	1.44×10^2	1.52×10^1	46.3	2011	2011/6/24	-
	大飯	2号機	○	1.97×10^2	1.09×10^1	49.2	2010	2010/6/15	-
		3号機	-	3.77×10^2	7.85×10^0	68.1	2010	2010/7/22	-
				1.73×10^2	8.86×10^0	89.6	2013	2014/2/18	○
	4号機	-	1.71×10^2	9.82×10^0	80.8	2013	2014/2/5	○	
	高浜	2号機	○	8.52×10^1	3.21×10^1	61.3	2011	2011/6/20	-
		3号機	-	1.29×10^2	2.70×10^1	85.7	2011	2014/3/12	○
		4号機	-	ND	1.05×10^2	51.8	2011	2011/6/17	-
	伊方	2号機	-	5.58×10^1	1.91×10^1	89.4	2011	2011/12/17	-
	玄海	1号機	-	3.04×10^2	4.84×10^1	86.8	2011	2011/12/21	-
		4号機	-	8.06×10^1	6.27×10^1	67.0	2011	2011/12/21	-
	BWR	福島 第一	1号機	○	ND	5.51×10^{-1}	27.6	2009	2010/1/21
2号機			○	4.21×10^0	5.63×10^{-1}	31.5	2009	2010/2/15	-
3号機			○	5.55×10^0	3.76×10^{-1}	32.1	2009	2010/2/15	-
福島 第二		1号機	-	4.62×10^0	3.99×10^{-2}	61.5	2009	2010/1/23	-
		2号機	-	5.47×10^0	4.06×10^{-2}	67.6	2009	2010/1/23	-
島根		2号機	-	1.04×10^0	1.07×10^{-1}	93.8	2011	2011/12/21	-

*1: PWR では「○」は「溶離処理あり」、「-」は「溶離処理なし」を、BWR では「再生処理あり」、「-」は「再生処理なし」を示す。

*2: 「○」は「追加取得データあり」を、「-」は「追加取得データなし」を示す。



注 1 白抜きは検出限界値未満を示す。

第 1 図 各発電所における原子炉冷却材の C1-36 濃度

2. 原子炉冷却材の分析データのサンプル条件

上記の原子炉冷却材の分析データのサンプル条件を以下に示す。

運転中にあるプラントを選定し、原子炉冷却材を採取し、 $0.45\mu\text{m}$ ろ過を行い、ろ液中の C1-36 濃度を分析した。

分析は一部のプラントでしか行っていないが、以下の理由から、分析データには代表性があると判断した。

- ・原子炉冷却材中の C1-36 は、原子炉冷却材中の安定塩素が放射化したものであり、原子炉冷却材の安定塩素濃度は管理されていること。
- ・第 6 表及び第 7 表に示す PWR 及び BWR の代表的なモデルプラントにおいて原子炉冷却材の C1-36 濃度を計算しているが、計算結果と分析データに大差がないこと。
- ・BWR は分析データが少ないものの、原子炉冷却材の安定塩素濃度が PWR よりも低いため、PWR の分析データで保守的に代表できると考えられること。
- ・原子炉冷却材から濃縮廃液に至る過程において、PWR は溶離処理の有無、BWR は再生処理の有無によってプラントを分類しているが、この分類を考慮すると、PWR 及び BWR の濃縮廃液の C1-36 濃度には大差がないこと。これは、原子炉冷却材の C1-36 濃度に大きな相違がないことを示していると考えられる。

3. 原子炉冷却材の安定塩素濃度の管理

PWR及びBWRでは、炉内構造物の腐食低減対策の観点から、運転中の原子炉冷却材の安定塩素濃度が定期的に測定されており、海水リーク等による原子炉冷却材の安定塩素濃度への影響の有無が管理されている。

運転中のPWR及びBWRにおける原子炉冷却材の安定塩素濃度実測値を第2表及び第3表に示す。(意見聴取会 第4回 参考資料1に基づく)

同一炉形式内では、安定塩素濃度はおおむね一定であることが分かる。また、炉形式別では、安定塩素濃度はPWRの方がBWRよりも全般的に高い。

第2表 PWRにおける原子炉冷却材の安定塩素濃度実測値(2011年から過去5年間の最大値)

電力	発電所	号機	原子炉冷却材の 安定塩素濃度(ppb)
			実測値
北海道電力	泊	1号	<10
		2号	<10
		3号	<10
関西電力	美浜	1号	<10
		2号	<10
		3号	<10
	大飯	1号	<10
		2号	20
		3号	10
		4号	20
	高浜	1号	<10
		2号	<10
		3号	<10
4号		<10	
四国電力	伊方	1号	<50(管理値未満) (測定値:6)
		2号	
		3号	
九州電力	玄海	1号	<50(管理値未満) (測定値:16)
		2号	
		3号	
		4号	
	川内	1号	<50(管理値未満) (測定値:13)
		2号	

第3表 BWRにおける原子炉冷却材の安定塩素濃度実測値(2011年から過去5年間の最大値)

電気事業者	発電所	号機	原子炉冷却材の 安定塩素濃度(ppb)
			実測値
東北電力	東通	1号	<1
		女川	1号
	2号		<1
	3号		<1
東京電力	福島第一	1号	7.2
		2号	5.4
		3号	2.4
		4号	2.1
		5号	3.3
		6号	2.1
	福島第二	1号	3.1
		2号	3.2
		3号	0.6
		4号	0.7
	柏崎刈羽	1号	0.7
		2号	0.3
		3号	0.2
		4号	0.6
5号		0.7	
6号		0.4	
7号		0.3	
中部電力	浜岡	1号	3.6
		2号	2.4
		3号	2.8
		4号	2
		5号	<1
北陸電力	志賀	1号	1.4
		2号	<1
中国電力	島根	1号	1
		2号	1
日本原子力発電	東海第二	-	1.03
	敦賀	1号	<0.2

4. 代表プラントにおける原子炉冷却材の C1-36 濃度の計算(意見聴取会 第 2 回 資料 3-1
に基づく)

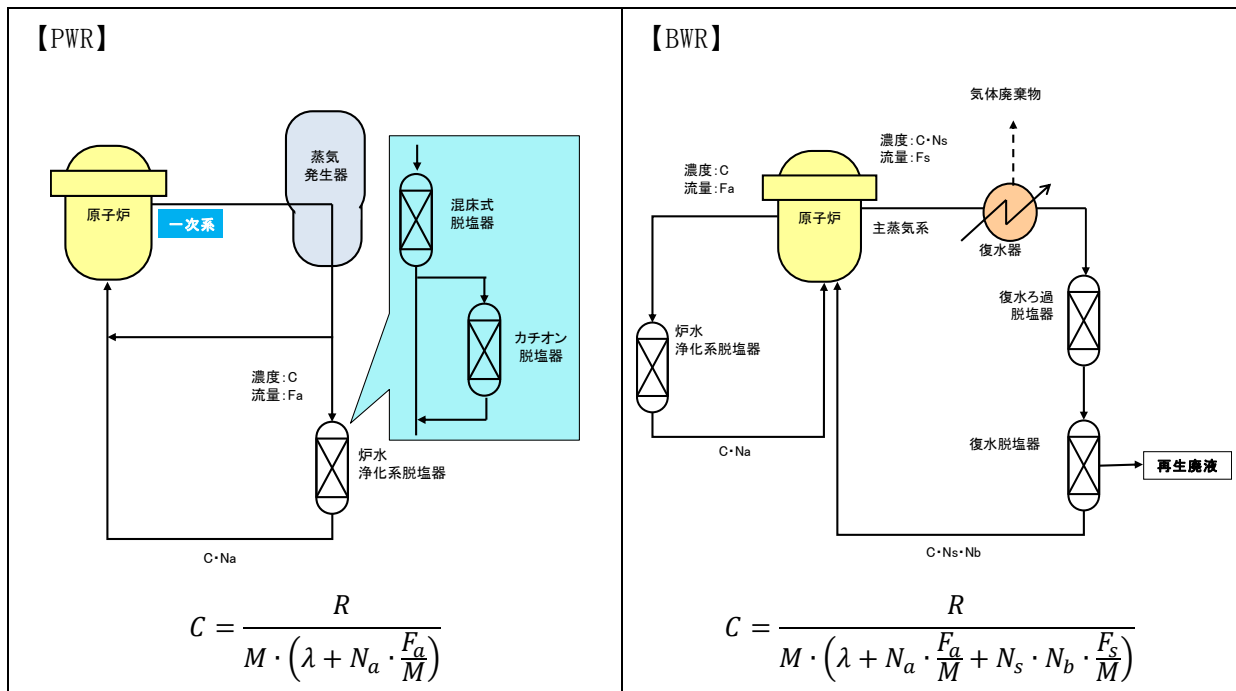
ORIGEN計算コードを用いて、第6表及び第7表に示すPWR及びBWR代表プラントの原子炉冷却材のC1-36濃度を計算し、プラント規模ごとで原子炉冷却材のC1-36濃度に大差がないことを確認した。

原子炉冷却材のC1-36濃度のプラント規模ごとのばらつきを確認するため、PWRプラントでは、プラント規模(電気出力)に応じて3ケースを対象とした。一方、BWRプラントでは、同規模のプラントでも原子炉冷却材浄化系流量の差が大きいことから、5ケースを対象とした。

(1) 計算モデル

原子炉冷却材のC1-36濃度の計算モデルとして、PWR及びBWRにおけるプラント内のマスバランスを第2図のとおりモデル化する。

なお、PWRでは、BWR図中の主蒸気系が存在しない。



C: 原子炉冷却材の C1-36 濃度 (Bq/t)	R: C1-36 の発生量 (Bq/y) *1	Na: 原子炉浄化系の除去率
M: 原子炉保有水量 (t)	Fa: 原子炉浄化系流量 (t/y)	Fs: 主蒸気流量 (t/y) (BWR のみ)
Nb: 復水浄化系の除去率 (BWR のみ)	λ: 崩壊定数 (1/y)	
Ns: キャリーオーバー率 (BWR のみ)		

*1: ORIGEN 計算コードによって計算

第 2 図 PWR 及び BWR におけるプラント内のマスバランス

(2) 計算に用いたパラメータ

計算に用いたPWR及びBWRのプラントのパラメータを第4表～第7表に示す。

第 4 表 PWR 共通パラメータ

PWR項目	設定値	設定根拠
C1-36崩壊定数	2.30×10^{-6} (1/y)	文献値 (ICRP (2009): ICRP Publication 107: Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations)
原子炉浄化系の除去率	0.09 (-)	「線量目標値評価指針」*1における原子炉冷却材浄化系除去率(ヨウ素に対する値)の0.9の値に対して、塩素は除去率が小さくなり、1/10とした。
原子炉冷却材の安定塩素濃度	10 (ppb)	「3. 原子炉冷却材の安定塩素濃度の管理」の実測値より

*1: 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針(以下、同様)。

第5表 BWR 共通パラメータ

BWR項目	設定値	設定根拠
C1-36崩壊定数	2.30×10^{-6} (1/y)	文献値(ICRP(2009):ICRP Publication 107: Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations)
原子炉浄化系の除去率	0.9(-)	「線量目標値評価指針」における原子炉冷却材浄化系の除去率(ヨウ素に対する値)の0.9の値とした。
キャリアオーバー率	0.01(-)	「線量目標値評価指針」におけるキャリアオーバー率(ヨウ素に対する値)の0.02に対して、やや小さな値とした。
復水浄化系の除去率	0.09(-)	「線量目標値評価指針」における原子炉冷却材浄化系の除去率(ヨウ素に対する値)の0.9の値とした。
原子炉冷却材の安定塩素濃度	5(ppb)	「3. 原子炉冷却材の安定塩素濃度の管理」の実測値より

第6表 PWR 個別パラメータ

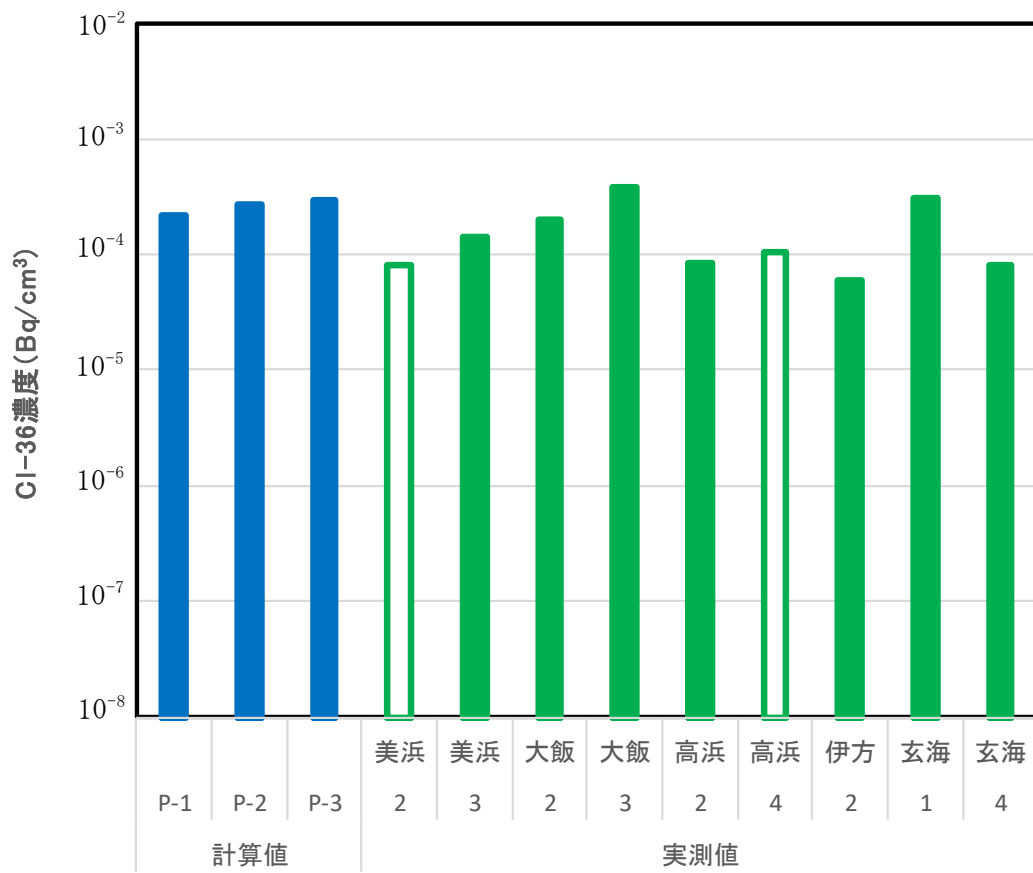
ケース	単位	P-1	P-2	P-3
出力クラス	MWe	600	800	1200
電気出力	MWe	580	826	1175
燃焼度	MWd/tU	49,500	49,000	50,000
濃縮度	%	4.8	4.6	4.8
比出力	MW/tU	34	34	38
原子炉保有水量	t	130	185	240
原子炉浄化系流量	t/h	10	14	17

第7表 BWR 個別パラメータ

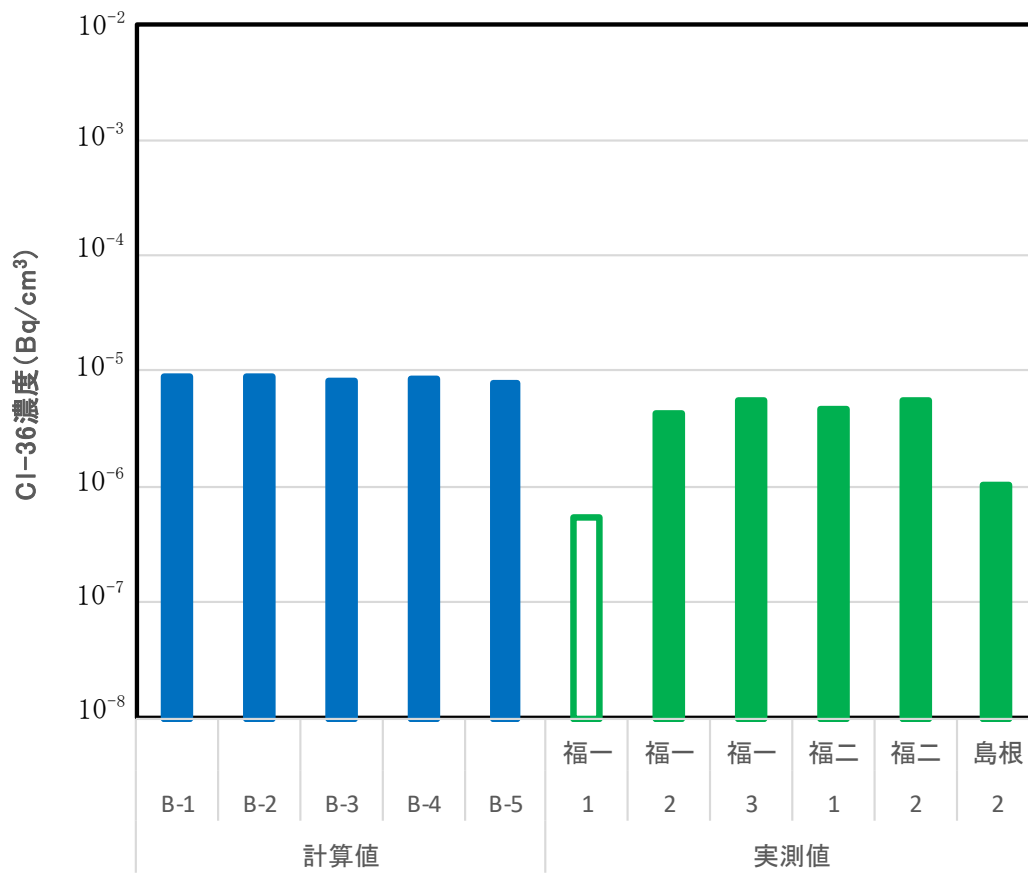
ケース	単位	B-1	B-2	B-3	B-4	B-5
出力クラス	MWe	500	500	800	800	1100
電気出力	MWe	460	540	820	840	1,100
燃焼度	MWd/tU	45,000	27,500	45,000	27,500	45,000
濃縮度	%	3.6	2.78	3.7	2.74	3.78
比出力	MW/tU	20.3	23.5	25.1	23.6	25.1
原子炉保有水量	t	150	150	290	220	290
原子炉浄化系流量	t/h	86	30	220	45	120
主蒸気流量	t/h	2,470	2,920	4,740	4,750	6,410

(3) 計算結果

原子炉冷却材のC1-36濃度の計算結果を第3図に示す。試験結果は実測値とほぼ一致しており、また、同一炉形式ではプラント規模による差異がないことを確認した。



第3図 原子炉冷却材のCl-36濃度の計算結果(1/2)



第3図 原子炉冷却材の Cl-36 濃度の計算結果(2/2)

以 上

資料2 濃縮廃液の分析データについて

各発電所における濃縮廃液の分析データを第1表、第2表及び第3表に示す。濃縮廃液の分析データは、発電所及び発生年度についてできるだけ広範な領域で測定し、4区分ごとの分析点数は、ND値を除き、各30点以上(GCRは11点)に達していることから、代表性としては十分と考えた(資料9参照)。

第1表 PWR 発電所の濃縮廃液の分析データ(1/3)

発電所	号機	溶離処理あり	No.	原廃棄物 Cl-36放射能 濃度 (Bq/ton)	検出限界 濃度 (Bq/ton)	化学 回収率 Y _{Cl} (%) (Y _{Cl} =A ₄ /A ₃)	対象 試料の 発生 時期	分析・測定 年月日	データの扱い		
									採用データ	意見聴取会 時に取得	意見聴取会 以降に取得
泊	1/2号機	-	1	ND	6.65E+01	68.4	2004	2007/7/27		○	
			2	1.12E+02	1.06E+02	89.6	2006	2010/8/19	○	○	
			3	1.83E+02	6.22E+01	89.7	2007	2010/8/5	○	○	
			4	1.18E+02	6.08E+01	86.0	2008	2010/8/18	○	○	
			5	1.32E+02	1.18E+02	89.7	2009	2010/8/10	○	○	
			6	ND	2.53E+02	62.3	2010	2016/10/1			○
美浜	共通	○	7	8.29E+03	2.63E+03	15.8	2005	2008/12/17	○	○	
			8	3.33E+05	3.32E+03	12.1	2007	2010/1/28	○	○	
			9	4.64E+05	1.38E+04	2.9	2008	2010/1/28	○	○	
			10	1.42E+05	1.79E+02	39.2	2009	2011/1/31	○	○	
			11	2.16E+05	1.96E+02	68.1	2010	2012/1/12	○	○	
			12	3.72E+05	6.08E+02	81.8	2011	2014/1/20	○		○
			13	1.76E+05	5.68E+02	82.7	2012	2014/2/27	○		○
			14	8.94E+04	4.74E+02	96.0	2013	2015/4/17	○		○
15	1.29E+05	5.62E+02	81.8	2014	2016/1/25	○		○			
大飯	1/2号機	○	16	3.36E+04	5.40E+02	56.6	2004	2009/10/5	○	○	
			17	4.12E+04	9.09E+02	34.8	2004	2009/1/28	○	○	
			18	1.13E+04	1.33E+02	78.5	2005	2012/2/23	○		○
			19	5.42E+04	1.39E+03	43.9	2006	2009/11/13	○	○	
			20	3.49E+04	6.54E+02	46.7	2007	2009/8/31	○	○	
			21	8.91E+04	2.20E+03	61.4	2008	2010/1/26	○	○	
			22	5.93E+04	4.70E+02	44.3	2009	2011/3/18	○	○	
			23	7.89E+04	3.39E+02	61.4	2010	2012/1/25	○		○
			24	9.65E+04	4.83E+02	91.5	2011	2013/12/25	○		○
			25	5.66E+04	5.38E+02	85.1	2012	2014/1/17	○		○
			26	6.41E+04	2.38E+02	87.4	2013	2014/10/29	○		○
	27	1.53E+05	2.60E+02	87.0	2014	2015/12/25	○		○		
	3/4号機	-	28	1.80E+03	7.03E+02	45.4	2004	2009/9/11	○	○	
			29	9.87E+02	1.72E+02	64.3	2005	2012/3/9	○		○
			30	2.66E+03	6.02E+02	54.1	2006	2009/11/20	○	○	
			31	2.23E+03	4.06E+02	79.9	2007	2009/8/27	○	○	
			32	1.26E+03	3.88E+02	57.2	2008	2010/1/5	○	○	
			33	1.48E+03	7.22E+01	60.5	2009	2011/4/27	○	○	
			34	1.26E+03	1.57E+02	69.1	2010	2012/3/7	○		○
			35	1.82E+03	5.72E+02	79.9	2011	2014/1/10	○		○
			36	1.02E+03	5.47E+02	88.3	2012	2014/1/27	○		○
			37	1.99E+03	2.60E+02	86.3	2013	2015/1/30	○		○
38			8.85E+02	2.68E+02	87.1	2014	2015/12/22	○		○	

第1表 PWR 発電所の濃縮廃液の分析データ(2/3)

発電所	号機	溶離 処理 あり	No.	原廃棄物 Ci-36放射能 濃度 (Bq/ton)	検出限界 濃度 (Bq/ton)	化学 回収率 Y _{CI} (%) (Y _{CI} =A ₄ /A ₃)	対象 試料の 発生 時期	分析・測定 年月日	データの扱い			
									採用データ	意見聴取会 時に取得	意見聴取会 以降に取得	
高浜	1/2号機	○	39	9.51E+03	6.22E+02	64.0	2000	2010/1/20	○	○		
			40	6.18E+04	6.84E+02	65.7	2001	2013/12/24	○		○	
			41	1.08E+04	6.39E+02	62.2	2002	2010/1/20	○	○		
			42	6.74E+04	7.36E+02	64.0	2003	2014/1/30	○		○	
			43	2.47E+04	8.97E+02	43.8	2004	2009/8/27	○	○		
			44	1.49E+05	1.38E+03	27.8	2004	2008/12/11	○	○		
			45	6.37E+04	6.48E+02	73.1	2005	2013/12/26	○		○	
			46	1.60E+04	9.90E+02	39.8	2006	2010/1/7	○	○		
			47	1.80E+04	1.17E+03	34.3	2007	2009/10/8	○	○		
			48	2.63E+04	8.66E+02	45.6	2008	2010/3/3	○	○		
	49	4.37E+04	7.46E+02	48.8	2009	2011/3/3	○	○				
	50	1.30E+04	5.98E+02	61.2	2010	2012/1/27	○		○			
	51	4.78E+04	7.33E+02	61.7	2011	2014/1/22	○		○			
	52	1.44E+05	8.71E+02	56.5	2012	2014/3/6	○		○			
	53	1.77E+05	5.95E+02	73.2	2013	2015/3/4	○		○			
	54	9.34E+04	5.22E+02	78.2	2014	2015/11/5	○		○			
	55	3.09E+03	7.32E+02	61.2	1995	2014/1/16	○		○			
	3/4号機	-		56	1.15E+03	3.91E+02	68.3	1999	2014/1/31	○		○
				57	ND	1.69E+03	56.6	2000	2010/1/28		○	
				58	ND	2.54E+03	37.4	2002	2010/1/28		○	
59				ND	3.07E+03	31.5	2004	2010/1/28		○		
60				1.52E+03	9.62E+02	39.7	2004	2008/12/11	○	○		
61				4.41E+02	4.32E+02	65.5	2005	2014/1/24	○		○	
62				2.69E+03	1.29E+03	31.5	2006	2009/10/13	○	○		
63				1.26E+04	7.64E+02	52.8	2007	2009/10/8	○	○		
64				8.14E+03	7.44E+02	53.1	2008	2010/3/3	○	○		
65				2.50E+03	6.70E+02	54.3	2009	2011/3/3	○	○		
66				9.61E+02	4.22E+02	65.9	2010	2014/1/24	○		○	
67				1.97E+03	4.20E+02	63.4	2011	2014/1/31	○		○	
68				1.15E+03	7.84E+02	60.5	2012	2014/2/26	○		○	
69				5.14E+03	7.25E+02	60.2	2013	2015/3/4	○		○	
70				1.60E+03	5.62E+02	72.8	2014	2015/11/26	○		○	
伊方	1/2号機	-	71	1.71E+03	6.35E+02	51.1	2003	2008/12/10	○	○		
			72	6.38E+02	5.69E+02	57.8	2004	2010/5/28	○	○		
			73	8.44E+02	6.68E+02	48.7	2005	2010/5/28	○	○		
			74	8.62E+02	4.93E+02	66.6	2000	2011/3/6	○	○		
			75	8.59E+02	4.60E+02	72.0	2001	2011/3/6	○	○		
			76	9.58E+02	5.88E+02	55.2	2008	2011/3/6	○	○		
			77	7.12E+02	3.91E+02	81.6	2009	2011/3/6	○	○		
			78	2.90E+03	6.37E+02	51.5	2010	2011/9/18	○	○		
			79	9.51E+02	1.59E+02	58.8	2011	2014/3/11	○		○	
			80	4.15E+02	1.22E+02	77.3	2012	2014/3/15	○		○	
	81	6.96E+02	1.21E+02	76.4	2013	2014/11/20	○		○			
	82	2.25E+02	9.07E+01	90.6	2014	2015/10/9	○		○			
	3号機	-		83	2.07E+03	7.11E+02	45.2	2003	2008/12/10	○	○	
				84	2.72E+03	5.66E+02	58.3	2002	2011/9/18	○	○	
				85	3.44E+03	4.68E+02	70.1	2009	2011/9/18	○	○	
				86	2.18E+03	4.21E+02	77.9	2010	2011/9/18	○	○	
				87	8.94E+02	1.42E+02	66.0	2011	2014/3/12	○		○
				88	7.88E+02	1.17E+02	80.2	2012	2014/3/13	○		○
89				8.62E+02	1.09E+02	84.4	2013	2014/11/20	○		○	
90				6.50E+02	8.85E+01	87.7	2014	2015/10/9	○		○	

第1表 PWR 発電所の濃縮廃液の分析データ(3/3)

発電所	号機	溶離 処理 あり	No.	原廃棄物 Cl-36放射能 濃度 (Bq/ton)	検出限界 濃度 (Bq/ton)	化学 回収率 Y _{Cl} (%) (Y _{Cl} =A ₄ /A ₃)	対象 試料の 発生 時期	分析・測定 年月日	データの扱い		
									採用データ	意見聴取会 時に取得	意見聴取会 以降に取得
玄海	1/2号機	-	91	1.89E+03	3.87E+02	65.5	2005	2009/1/10	○	○	
			92	1.36E+03	1.29E+03	66.6	2006	2010/6/17	○	○	
			93	1.81E+03	8.58E+02	91.4	2009	2010/12/21	○	○	
			94	2.36E+03	4.15E+02	85.4	2010	2011/10/21	○	○	
			95	2.21E+03	8.72E+01	90.6	2011	2015/2/19	○		○
	96	3.27E+03	1.06E+02	74.2	2012	2015/2/21	○		○		
	3/4号機	-	97	8.73E+02	2.97E+02	75.3	2008	2009/1/13	○	○	
			98	1.16E+03	1.09E+03	82.9	2010	2010/6/17	○	○	
			99	3.04E+02	6.72E+01	97.4	2011	2011/10/21	○	○	
			100	3.16E+02	1.86E+02	91.9	2012	2015/2/20	○		○
101			2.44E+02	9.01E+01	93.4	2013	2015/2/19	○		○	
川内	1/2号機	-	102	6.22E+02	2.50E+02	86.6	2005	2009/1/11	○	○	
			103	5.68E+02	2.92E+02	83.8	2006	2010/6/15	○	○	
			104	1.78E+02	5.10E+01	95.0	2009	2010/12/20	○	○	
			105	1.07E+02	6.02E+01	79.4	2010	2011/7/23	○	○	
			106	8.54E+01	4.71E+01	62.9	2011	2015/1/10	○		○
			107	ND	4.12E+01	72.1	2012	2015/1/10			○
敦賀	2号機	-	108	4.45E+03	8.00E+02	47.2	2001	2011/2/15	○		○
			109	3.40E+03	9.10E+02	40.7	2003	2008/12/11	○		○
			110	2.59E+03	9.94E+02	38.3	2003	2011/2/15	○		○
			111	2.50E+03	7.93E+02	47.9	2003	2011/2/15	○		○
			112	4.02E+03	8.58E+02	44.6	2005	2011/2/15	○		○
			113	1.12E+04	4.78E+03	7.8	2005	2010/6/16	○		○
			114	ND	1.08E+03	35.6	2010	2011/12/28			○
			115	ND	8.56E+02	44.7	2010	2011/12/28			○
			116	7.28E+02	4.91E+02	75.5	2012	2014/3/19	○		○
			117	ND	8.06E+02	52.3	2013	2015/3/13			○
			118	ND	6.79E+02	56.6	2014	2016/1/20			○

第2表 BWR 発電所の濃縮廃液の分析データ(1/3)

発電所	号機	再生 処理 あり	No.	原廃棄物 Cl-36放射 能濃度 (Bq/ton)	検出限界 濃度 (Bq/ton)	化学 回収率 Y _C (%)	対象濃縮廃 液の発生時 期	分析・測定 年月日	データの扱い					
									採用デ ータ	意見聴取 会時に取 得	意見聴取 会以降に 取得			
女川	1号機	-	1	7.93E+03	4.81E+02	92.1	2003	2014/6/13	○		○			
			2	2.41E+03	2.43E+02	90.2	2008	2014/3/15	○		○			
			3	6.27E+03	8.47E+02	97.8	2009	2010/1/27	○	○				
			4	1.07E+04	1.04E+03	83.7	2011	2014/3/15	○		○			
	3号機	-	5	3.66E+03	2.15E+02	82.2	2013	2014/3/15	○		○			
			6	1.91E+03	1.94E+02	90.4	2015	2016/2/19	○		○			
福島第一	集中RW	○	7	2.39E+04	5.65E+02	62.2	1989	2010/6/8	○	○				
			8	9.95E+03	4.04E+03	73.8	1991	2010/6/24	○	○				
			9	4.64E+04	5.88E+02	68.5	1993	2010/6/7	○	○				
			10	3.42E+04	1.30E+03	66.4	2000	2010/6/7	○	○				
			11	2.40E+04	4.71E+02	69.6	1995	2010/9/28	○	○				
			12	2.30E+04	1.28E+03	79.3	1996	2010/9/28	○	○				
			13	2.10E+04	5.82E+02	79.4	1997	2010/9/28	○	○				
			14	3.48E+04	1.25E+03	80.2	2001	2010/9/29	○	○				
			15	1.23E+04	5.44E+02	71.4	2002	2010/9/29	○	○				
			16	1.46E+04	7.44E+02	69.2	2003	2010/9/30	○	○				
			17	4.36E+04	2.35E+02	87.2	2008	2008/12/22	○	○				
			5号機	○	18	7.26E+03	2.89E+02	81.9	2010	2010/10/28	○	○		
			福島第二	1/2号機	-	19	2.46E+03	1.44E+02	91.6	2003	2009/1/13	○	○	
						20	ND	2.07E+03	64.6	2005	2010/6/28		○	
						21	2.14E+03	5.08E+02	42.3	2006	2010/6/4	○	○	
				3/4号機	-	22	4.19E+03	1.65E+02	75.3	1997	2009/1/13	○	○	
						23	4.01E+03	1.53E+02	82.8	2003	2009/1/15	○	○	
	24	2.39E+03	3.68E+02	57.2	2007	2010/6/4	○	○						
柏崎刈羽	1号機	-	25	ND	8.10E+02	52.0	2009	2011/3/16		○				
	2号機	-	26	8.78E+03	1.60E+03	55.3	2010	2011/3/9	○	○				
			27	ND	2.45E+03	61.4	2010	2011/3/19		○				
			28	1.23E+04	3.06E+03	85.9	2013	2014/3/3	○		○			
	3号機	-	29	3.97E+03	3.69E+02	60.2	2009	2011/3/6	○	○				
	4号機	-	30	ND	8.14E+02	70.1	2010	2011/3/10		○				
	5号機	-	31	7.07E+03	1.81E+03	45.2	2009	2011/3/8	○	○				
			32	ND	2.05E+03	60.1	2010	2011/3/15		○				
			33	1.19E+03	1.14E+03	74.3	2012	2014/3/11	○		○			
	6/7号機	-	34	5.04E+03	8.44E+02	56.1	2010	2011/3/15	○	○				

第2表 BWR 発電所の濃縮廃液の分析データ(2/3)

発電所	号機	再生 処理 あり	No.	原廃棄物 Cl-36放射 能濃度 (Bq/ton)	検出限界 濃度 (Bq/ton)	化学 回収率 Y _{Cl} (%)	対象濃縮廃 液の発生時 期	分析・測定 年月日	データの扱い		
									採用デ ータ	意見聴取 会時に取 得	意見聴取 会以降に 取得
志賀	1/2号機	-	35	8.42E+03	1.62E+03	58.2	2005	2010/4/9	○	○	
			36	1.49E+03	6.35E+02	73.2	2005	2010/4/13	○	○	
			37	1.25E+03	7.88E+02	56.9	2007	2010/4/12	○	○	
			38	9.96E+03	2.45E+03	55.3	2007	2010/4/11	○	○	
			39	1.81E+03	1.43E+03	73.3	2007	2010/4/15	○	○	
			40	7.36E+02	3.93E+02	67.7	2008	2010/4/10	○	○	
			41	9.53E+02	7.09E+02	57.4	2009	2011/3/20	○	○	
			42	5.56E+03	1.24E+03	76.1	2006	2011/3/25	○	○	
			43	1.21E+04	3.07E+03	61.9	2008	2011/12/12	○	○	
			44	ND	6.88E+02	50.1	2010	2012/1/2		○	
			45	ND	3.22E+02	81.2	2011	2013/10/28			○
			46	ND	6.87E+02	84.5	2012	2013/10/26			○
			47	ND	5.75E+02	74.7	2013	2014/12/4			○
48	ND	1.70E+02	62.1	2014	2016/2/5			○			
浜岡	1号機	-	49	3.77E+03	9.58E+02	54.5	2008	2010/6/11	○	○	
			50	7.18E+02	1.20E+02	74.6	1991	2011/12/16	○	○	
			51	2.89E+02	8.59E+01	82.0	1992	2014/2/25	○		○
			52	4.89E+02	8.69E+01	82.1	1993	2014/2/25	○		○
			53	2.76E+02	8.24E+01	82.2	1994	2015/2/17	○		○
	2号機	-	54	4.10E+02	8.12E+01	85.9	1995	2015/2/17	○		○
			55	1.19E+03	1.18E+02	61.3	1992	2011/12/28	○		○
			56	8.33E+02	7.79E+01	81.8	1993	2015/2/26	○		○
			57	5.32E+02	8.31E+01	79.7	1994	2015/2/26	○		○
			58	9.00E+02	3.30E+02	85.2	2001	2009/1/21	○	○	
			59	1.25E+03	6.66E+02	51.7	2003	2009/1/21	○	○	
	3号機	-	60	8.97E+02	1.54E+02	72.8	2012	2013/5/27	○		○
			61	2.19E+04	7.48E+03	34.2	2008	2010/6/11	○	○	
4号機	-	62	7.97E+02	1.35E+02	61.7	1999	2011/12/22	○	○		
		63	5.66E+03	7.50E+02	71.9	2005	2012/1/18	○		○	
5号機	-	64	3.39E+03	5.72E+02	64.9	2005	2012/2/9	○		○	
65	-	65	4.50E+03	5.41E+02	64.6	2008	2012/2/16	○		○	
島根	1/2号機	-	66	1.44E+03	4.09E+02	73.2	2008	2009/2/5	○	○	
	1号機	-	67	1.06E+03	1.77E+02	54.5	2009	2010/6/25	○	○	
			68	1.27E+03	7.64E+02	59.6	2010	2011/9/26	○	○	
			69	3.62E+02	1.58E+02	96.3	2011	2014/3/6	○		○
	2号機	-	70	1.02E+03	1.55E+02	79.8	2012	2014/3/6	○		○
			71	2.38E+03	3.74E+02	50.9	2009	2010/6/25	○	○	
			72	ND	7.69E+02	56.4	2010	2011/9/26		○	
			73	3.52E+02	2.62E+02	83.3	2011	2014/3/6	○		○
74	7.39E+02	4.07E+02	94.6	2012	2014/3/7	○		○			

第2表 BWR 発電所の濃縮廃液の分析データ(3/3)

発電所	号機	再生 処理 あり	No.	原廃棄物 Cl-36放射 能濃度 (Bq/ton)	検出限界 濃度 (Bq/ton)	化学 回収率 Y _G (%)	対象濃縮廃 液の発生時 期	分析・測定 年月日	データの扱い		
									採用デー タ	意見聴取 会時に取 得	意見聴取 会以降に 取得
東海第二	-	○	75	1.33E+05	7.39E+02	87.4	1994	2011/2/8	○	○	
			76	6.93E+04	6.89E+02	98.3	1996	2010/11/22	○	○	
			77	8.67E+04	1.04E+03	69.1	1996	2010/11/22	○	○	
			78	8.47E+04	8.71E+02	87.9	1997	2010/11/22	○	○	
			79	5.87E+04	7.58E+02	95.6	1998	2010/11/25	○	○	
			80	3.22E+04	2.36E+03	81.2	2003	2013/11/14	○		○
			81	1.67E+04	1.09E+03	49.9	2004	2008/12/8	○	○	
			82	2.03E+04	8.46E+02	77.1	2006	2010/4/2	○	○	
			83	5.23E+04	7.28E+02	91.5	2009	2010/4/2	○	○	
			84	3.96E+04	2.37E+03	80.6	2012	2013/11/14	○		○
敦賀	1号機	○	85	6.12E+03	1.26E+03	91.3	1998	2014/2/26	○		○
			86	ND	1.54E+03	65.0	2001	2011/1/4		○	
			87	ND	1.80E+03	45.2	2002	2011/1/4		○	
			88	2.66E+03	7.26E+02	58.9	2003	2008/12/10	○	○	
			89	9.76E+03	1.01E+03	95.8	2003	2011/1/4	○	○	
			90	9.62E+03	1.25E+03	76.7	2004	2011/1/4	○	○	
			91	1.87E+04	1.31E+03	71.5	2005	2010/6/11	○	○	
			92	2.31E+03	2.00E+03	74.2	2010	2011/10/31	○		○
			93	2.92E+04	1.92E+03	74.5	2010	2011/10/31	○		○
			94	2.98E+04	1.98E+03	91.1	2011	2014/2/26	○		○
			95	8.60E+03	1.67E+03	91.2	2012	2014/2/26	○		○
			96	1.44E+04	2.88E+03	85.6	2013	2015/1/28	○		○
			97	8.29E+03	4.27E+03	84.7	2014	2015/10/22	○		○

第3表 GCR 発電所の濃縮廃液の分析データ

発電所	号機	No.	原廃棄物 Cl-36放射 能濃度 (Bq/ton)	検出限界 濃度 (Bq/ton)	化学 回収率 Y _G (%)	対象濃縮廃 液の発生時 期	分析・測定 年月日	データの扱い		
								採用デー タ	意見聴取 会時に取 得	意見聴取 会以降に 取得
東海	-	1	3.59E+05	1.71E+04	57.1	1996	2008/12/8	○		○
		2	9.79E+04	4.61E+03	63.3	1989	2011/12/1	○		○
		3	7.00E+04	3.17E+03	91.2	1990	2011/12/1	○		○
		4	1.96E+05	3.45E+03	78.7	1991	2011/12/1	○		○
		5	1.40E+05	3.96E+03	72.6	1993	2011/12/1	○		○
		6	1.08E+05	4.08E+03	70.3	1994	2011/12/1	○		○
		7	7.94E+04	3.49E+03	79.9	1995	2011/12/1	○		○
		8	1.67E+05	3.51E+03	81.3	1997	2011/12/1	○		○
		9	2.80E+05	3.32E+03	85.4	1998	2011/12/1	○		○
		10	3.05E+05	3.70E+03	73.8	2000	2011/12/1	○		○
		11	2.59E+05	4.33E+03	64.9	2001	2011/12/1	○		○

以上

資料3 濃縮廃液の分析データの評価方法「ブートストラップ法」について

1. 母平均の95%信頼区間上限を求める計算方法の比較

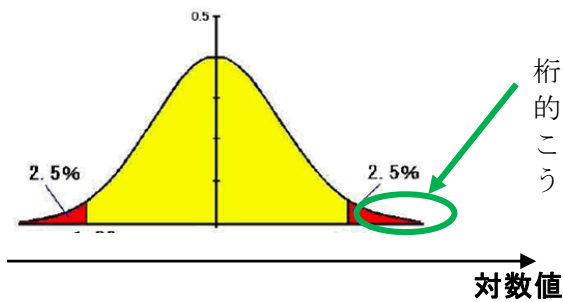
母平均の95%信頼区間上限を求める代表的な計算方法を比較した結果を第1表に示す。

第1表 想定した計算方法の比較

計算方法		95%信頼区間の妥当性	備考
算術上で計算	①中心極限定理に従い算術上で計算する方法(算術上で分散を算出し、母平均値の95%信頼区間を求める。)	データ数が多い場合又は正規性が成立する場合に信頼性が高い。	意見聴取会時の計算方法
対数正規分布を想定 ^{*1} して計算	②対数正規分布の母集団の平均値から算術平均値に換算する方法 下記の一般式を用いて計算する。 $\exp(\mu + \sigma^2/2)$ μ : 平均、 σ : 標準偏差	対数正規分布を想定することによる極めて高い濃度の影響を受ける ^{*2} 。	
	③対数正規分布する母集団を仮想的に作成して計算する方法 実際の分析データを用いて、仮想的な母集団を作成し、これから、ランダムな復元抽出を行い、平均化することを10,000回実施し、数値の大きい方から2.5%の範囲となる数値を求める。		
	④母集団が対数正規分布するとして、統計的に計算する方法(Land法)		クリアランスで適用されている。
ノンパラメトリックな計算方法であるブートストラップ法を用いて計算	⑤Percentile ランダム抽出した標本(ブートストラップ標本)から、上から2.5%となる数値から求める。	一次の精度と呼ばれ、標本の分布にずれがあると影響を受けるため、今回の場合は誤差が大きくなると考えられる。	
	⑥BCa Percentileを改善したもので、ブートストラップ標本の偏り及び歪度に対する補正を行っている。	二次の精度を有するもので、分布の偏りがある場合には精度が高い。ただし、データ数が少ないと信頼性が高くない結果となると考えられる。	
	⑦t-信頼区間を分散安定化変換する方法 ブートストラップ標本からt分布を作成して計算するもので、分散が大きく変動しないように、分散をべき乗変換して安定化している。	二次の精度を有するブートストラップt-法に分散安定化を適用したもので、データが少ない場合には精度が高いと考えられる。	

*1 : 区分した分析データはいずれも対数正規分布が成立している

*2 : 対数正規分布を想定して計算する場合の課題



桁で高い値であることから、この部分の寄与が支配的となるが、実際の母集団において、この部分が、この領域以外のデータから外挿した対数正規性に従うかは不透明であると考えられる。

補足 1：上記③の計算方法

(1) 仮想的な母集団の作製

- ・分析データから求めた対数平均値及び対数標準偏差に基づき、各グループの対数正規分布している仮想的な母集団(データ数は 2×10^5 個とする)を作製する。
- ・無限に抽出可能な実際の分析データを仮想的な母集団とする。

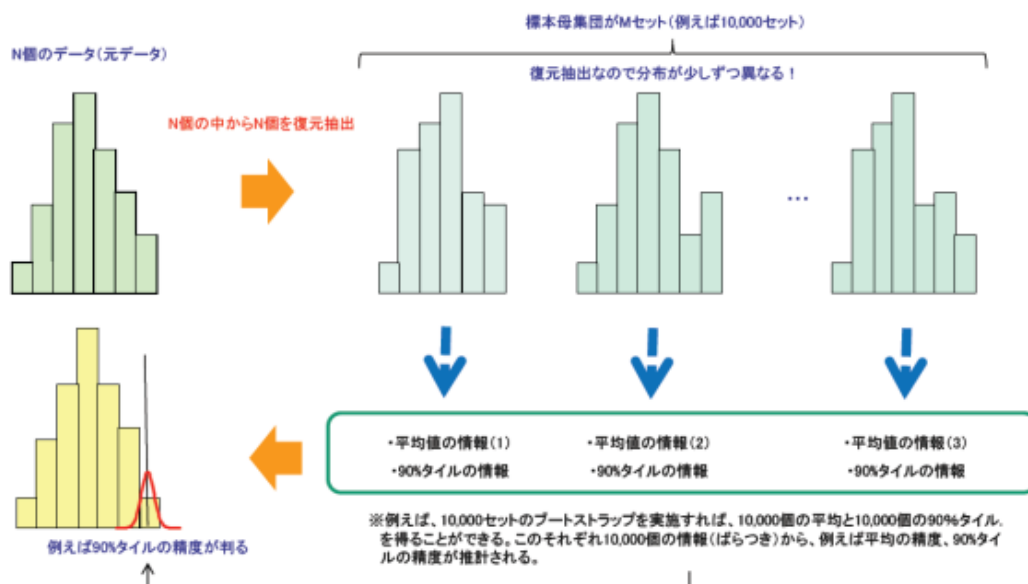
(2) 上記の仮想的な母集団から、あたかも分析データを採取するように、ランダムにデータを抽出する試行計算を行い、この算術平均値を求める。ここで、このランダムに抽出するデータ数は実際の C1-36 分析データの個数に合わせる。

(3) 上記の計算を 10,000 回繰り返して行う。(10,000 個の算術平均値となる。)

(4) 母平均値の 95%信頼区間とは、算術平均値の母集団が、両側として 5%が外れる確率、すなわち、片側では 2.5%が外れる確率であることから、10,000 個の算術平均値の上位 250 番目に該当する算術平均値が 95%信頼区間の上限値に該当すると考えられるので、この値を求める。

補足 2：ブートストラップ法(上記⑤～⑦)の計算方法の概念

計算は、コンピュータを用い、第 1 図に示すように実施する。また、各計算方法による計算結果の比較を第 2 表に示す。



(1) 仮想的な母集団の作製

- ・資料 2「濃縮廃液の分析データについて」第 1 表～第 3 表に示す分析データから、ND 値を除き、分析データ数と同数のデータを復元抽出して仮想的な母集団を作製する。
- ・上記手順を繰り返し、10,000 個の仮想的な母集団を作製する。

(2) (1)で作製した、ある仮想的な母集団について、データを算術平均して母平均を求める。

(3) 作製した 10,000 個の仮想的な母集団に対して(2)を実施し、10,000 個の母平均から成る集団(ブートストラップ標本)を作製する。

(4) 作製したブートストラップ標本に対し、95%信頼区間上限を求める。

ただし、95%信頼区間上限の計算方法は、ブートストラップ法の種類(⑤Percentile、⑥BCa、⑦t-信頼区間を分散安定化変換する方法等)によって異なる。

第2表 計算方法による計算結果の比較

		計算結果(Bq/t)			
		溶離処理あり	溶離処理なし	再生処理あり	再生処理なし
算術上で計算	①中心極限定理に従い算術上で計算する方法	1.34×10^5	2.39×10^3	4.13×10^4	4.81×10^3
対数正規分布を想定して計算	②対数正規分布の母集団の平均値から算術平均値に換算する方法	1.56×10^5	2.72×10^3	4.74×10^4	5.45×10^3
	③対数正規分布する母集団を仮想的に作成して計算する方法	1.64×10^5	2.83×10^3	5.00×10^4	5.71×10^3
	④統計的に計算する方法(Land法)	1.63×10^5	2.72×10^3	4.92×10^4	5.63×10^3
ノンパラメトリックな計算方法であるブートストラップ法を用いて計算	⑤Percentile	1.35×10^5	2.42×10^3	4.14×10^4	4.85×10^3
	⑥BCa	1.41×10^5	2.55×10^3	4.32×10^4	5.10×10^3
	⑦t-信頼区間を分散安定化変換する方法	1.43×10^5	2.59×10^3	4.33×10^4	5.14×10^3

2. 結論

- ・ 計算方法によって、母平均の95%信頼区間上限の計算結果に僅かに相違が生じた。
- ・ 実際の分析データの母集団が未知であることから、正確な値を与える計算方法を判断することはできないが、いずれの計算方法もおおむね一致していると考えられる。
- ・ 各計算方法から得られた計算結果の差異は大きくないことから、従来実施していた算術上で求めた母平均の95%信頼区間上限にて、評価を行うことも妥当であると考えられる。ただし、このようなパラメトリックな計算方法は、データ数が多い場合又は正規性が成立する場合に信頼性が高いとされており、今後データ数が増えると、この計算結果に近づくと考えられるが、現時点では、必ずしも適切であるとは言えない面がある。
- ・ 対数正規分布又は実際の分析データを仮想的な母集団として、復元抽出を行う方法を検討したが、オーダーで濃度の高い部分の影響を強く受け、データ数が少ないため、データ個々のずれの影響を強く受けることから、この部分の信頼性が必ずしも高くないことから、必ずしも適切な評価結果であるとは言えないと考えられる。
- ・ 以上から、ノンパラメトリックな方法として、ブートストラップ法を適用することが考えられる。この中で、データ数が少ない場合でも信頼性が高いと考えられる分散安定化変換する方法が適切と判断する。

以 上

資料 4 BWR 樹脂のタンクからのサンプルの採取方法の妥当性及び
当該サンプルの代表性について

BWR 樹脂のタンクからのサンプルの採取方法の妥当性は第 1 表のとおりであり、いずれも当該サンプルの代表性はあると判断する。

第 1 表 BWR 樹脂のタンクからのサンプルの採取方法の妥当性

	東北電力	中部電力	中国電力
	女川原子力発電所	浜岡原子力発電所	島根原子力発電所
サンプルの採取方法	攪拌等を行い、サンプルを採取している。	運転操作手順書に攪拌時間(65分)が記載されており、これに従ってサンプル採取前に攪拌している。	樹脂取出装置により貯蔵タンクの循環及び攪拌等を行い、サンプルを採取している。

以 上

資料 5 BWR 樹脂 BWR 再生処理ありの濃縮廃液の最大値を採用する根拠について

1. 概要

BWR 樹脂は、過去発生分を混合して、大きなタンクに貯蔵されている場合が多く、新たに発生したサンプルのみを対象とした分析データの蓄積が困難であり、また C1-36 濃度も低い(大半が ND である)ため、濃縮廃液で代替して設定する。

再生処理ありプラントの濃縮廃液の分析結果(資料 2 の第 2 表参照)から、最も大きい C1-36 濃度となった東海第二プラントでの分析結果($1.33 \times 10^5 \text{Bq/t}$)を設定値とする。

BWR プラントのイオン交換樹脂(フィルタスラッジを含む)の C1-36 濃度を、再生処理ありプラントの濃縮廃液における C1-36 濃度の最大値($1.33 \times 10^5 \text{Bq/t}$)を用いて設定することは、以下のとおり妥当であると判断する。

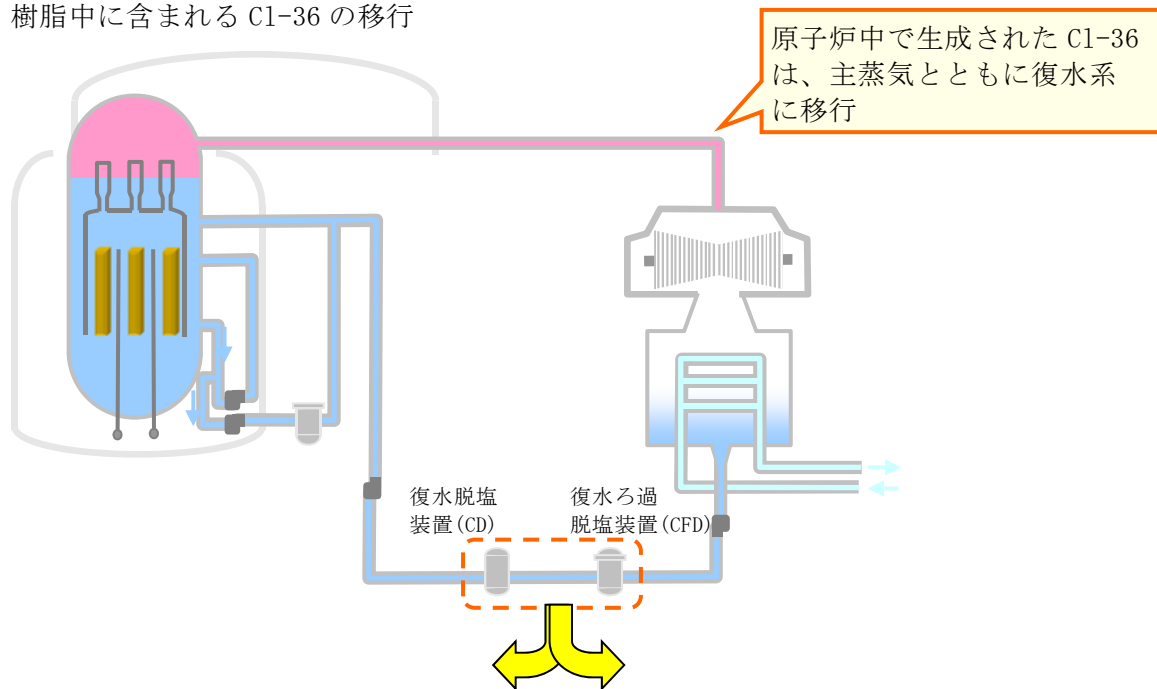
2. 復水浄化系樹脂と再生処理ありプラントの濃縮廃液との関係

BWR プラントでは、原子炉で発生した主蒸気をタービンで発電した後、復水として原子炉へ戻す前に浄化している。この段階で、原子炉水中で発生した塩素(C1-36)は、浄化系の樹脂に捕捉される。

この浄化系では、復水ろ過脱塩装置(CFD：粉末樹脂を使用)又は復水脱塩装置(CD：粒状樹脂を使用)が使用されており、これらの樹脂は、通常、焼却処理されている。このため、これらの樹脂を均一・均質固化体とし、過去に埋設処分している実績としては、女川原子力発電所の CFD 及び CD、浜岡原子力発電所の CFD、島根原子力発電所の CFD 及び CD の樹脂を固化して均質・均一固化体として埋設したものがあ

一方、再生処理を行っているプラント(再生処理ありプラント)とは、CD の樹脂を再生しているプラントであり、CD の樹脂に捕捉された C1-36 は、再生処理により、濃縮廃液に移行することになる。樹脂中に含まれる C1-36 の移行の概念図を第 1 図に示す。

樹脂中に含まれる C1-36 の移行



【非再生プラントの場合】

復水系に移行した C1-36 は、復水浄化系の樹脂にて除去される。使用済樹脂は固化し、廃棄体として埋設されている。ほとんどのプラントでは、樹脂を直接固化せず、焼却処理をしている。

【再生プラントの場合】

樹脂を薬品再生することにより、樹脂中の C1-36 は、再生処理後に発生する廃液に移行する。廃液は濃縮処理され、他の濃縮廃液と共に固化し、廃棄体として埋設される。

第 1 図 樹脂中に含まれる C1-36 の移行の概念図

以上から、埋設している復水浄化系樹脂と再生処理ありプラントの濃縮廃液が発生するまでの C1-36 のマスバランスを把握することにより、再生処理ありプラントの濃縮廃液の C1-36 濃度を用いて、復水浄化系樹脂の C1-36 濃度を評価することができると判断する。

3. 復水浄化系樹脂と再生処理ありプラントの濃縮廃液の C1-36 濃度の評価

復水浄化系樹脂で捕捉した C1-36 が、樹脂のままの状態では廃棄される場合と、樹脂が再生されて濃縮廃液に移行する場合の濃度を比較するため、以下のとおり評価する。

(1) 復水浄化系樹脂の C1-36 濃度の評価

原子炉内で生成された C1-36 は、主蒸気に移行し、復水浄化系樹脂にて捕捉されるため、この樹脂の C1-36 濃度は式 (1) で計算できる。

$$\begin{aligned}
 & \text{復水浄化系樹脂の C1-36 濃度 (Bq/t)} \\
 & = (\text{原子炉水の C1-36 濃度 (Bq/m}^3\text{)}) \times (\text{主蒸気へのキャリーオーバー率 (-)}) \\
 & \quad \times (\text{樹脂取替までの通水量 (m}^3\text{/塔)}) \\
 & \quad \times (\text{樹脂の捕捉率 (-)}) / (\text{樹脂量 (dry-t/塔)}) \dots\dots\dots (1)
 \end{aligned}$$

式(1)から、復水浄化系樹脂を均一・均質固化体として埋設処分している発電所における樹脂の C1-36 濃度の計算結果を第 1 表に示す。

なお、CFD 及び CD の両者が直列で使用される場合もあるが、保守的に独立して使用されているとする。また、第 1 表の設定根拠を第 2 表に示す。

第 1 表 復水浄化系樹脂の C1-36 濃度の計算結果

プラント	女川		浜岡	
	1号 CFD	1号 CD	1号 CFD	2号 CFD
C1-36 濃度 (Bq/t)	5.8×10^4	4.2×10^4	2.68×10^4	2.3×10^4
プラント	島根			/
	1号 CFD	1号 CD	2号 CFD	
C1-36 濃度 (Bq/t)	3.2×10^4	1.1×10^4	1.4×10^5	

第2表 復水浄化系樹脂の C1-36 濃度の計算結果及び設定根拠(1/3)

計算パラメータ	単位	女川1号		設定根拠
		CFD	CD	
原子炉水の C1-36 濃度	Bq/m ³	8.79×10 ⁻¹	8.79×10 ⁻¹	ORIGEN 計算
主蒸気への キャリアオーバー率	-	0.01	0.01	C1-38 のキャリアオーバー
除去性能 (DF)	-	10	10	設置許可申請時のヨウ素に対する値
樹脂の捕捉率	-	0.9	0.9	
単位時間当たりの 通水流量	m ³ /(h・塔)	592	592	女川1号仕様
樹脂取替までの 通水期間	-	40日/サイクル	8.8y/サイクル	女川1号実績より
	-	960h/サイクル	77,088h/サイクル	
1塔当たりの樹脂量	L/塔	-	4,800	女川1号仕様
	dry-t/塔	0.0773	8.534	
樹脂の C1-36 濃度	Bq/L	-	-	-
	Bq/t	5.82×10 ⁴	4.23×10 ⁴	-

第2表 復水浄化系樹脂の C1-36 濃度の計算結果及び設定根拠(2/3)

計算パラメータ	単位	浜岡1号	浜岡2号	設定根拠
		CFD	CFD	
原子炉水の C1-36 濃度	Bq/m ³	1.33×10 ⁰	1.14×10 ⁰	ORIGEN 計算
主蒸気への キャリアオーバー率	-	0.01	0.01	C1-38 のキャリアオーバー
除去性能 (DF)	-	10	10	設置許可申請時のヨウ素に対する値
樹脂の捕捉率	-	0.9	0.9	
単位時間当たりの 通水流量	m ³ /(h・塔)	600	600	浜岡1,2号仕様
樹脂取替までの 通水期間	-	14日/サイクル	14日/サイクル	浜岡1,2号交換実績より
	-	336h/サイクル	336h/サイクル	
1塔当たりの樹脂量	L/塔	-	-	浜岡仕様
	dry-t/塔	0.090	0.090	
樹脂の C1-36 濃度	Bq/L	-	-	-
	Bq/t	2.68×10 ⁴	2.30×10 ⁴	-

第2表 復水浄化系樹脂の C1-36 濃度の計算結果及び設定根拠(3/3)

計算パラメータ	単位	島根 1 号		島根 2 号	設定根拠
		CFD	CD	CFD	
原子炉水の C1-36 濃度	Bq/m ³	4.01×10 ⁻¹	4.01×10 ⁻¹	3.79×10 ⁻¹	ORIGEN 計算
主蒸気への キャリーオーバー率	-	0.01	0.01	0.01	C1-38 のキャリーオーバー
除去性能 (DF)	-	10	10	10	設置許可申請時のヨウ素に対する値
樹脂の捕捉率	-	0.9	0.9	0.9	
単位時間当たりの通水流量	m ³ /(h・塔)	500	500	704	島根仕様
樹脂取替までの通水期間	-	40 日/サイクル	13 ヶ月/サイクル	200 日/サイクル	島根交換実績より
	-	960h/サイクル	9,360h/サイクル*1	4,800h/サイクル	
1 塔当たりの樹脂量	L/塔	-	-	-	島根仕様
	dry-t/塔	0.0548	1.500	0.0822	
樹脂の C1-36 濃度	Bq/L	-	-	-	-
	Bq/t	3.16×10 ⁴	1.13×10 ⁴	1.40×10 ⁵	-

*1：1サイクル13ヶ月を390日として算定する。

(2) 再生処理ありプラントの濃縮廃液の C1-36 濃度の評価

復水浄化系樹脂の C1-36 濃度は式(1)で計算すると、再生処理ありプラントの濃縮廃液の C1-36 濃度は、式(2)で計算できる。

なお、式(2)では、再生により復水浄化系樹脂の C1-36 が全て取り除かれるとしている。

濃縮廃液の C1-36 濃度 (Bq/t)

$$\begin{aligned}
 &= (\text{原子炉水中の C1-36 濃度 (Bq/m}^3\text{)}) \times (\text{主蒸気へのキャリーオーバー率 (-)}) \\
 &\times (\text{樹脂再生までの通水量 (m}^3\text{)}) \times (\text{樹脂の捕捉率 (-)}) / (\text{塔数 (塔)}) \\
 &\times (\text{再生 1 回当たりの再生廃液量 (m}^3\text{/回)}) \times (\text{濃縮処理における濃縮倍率}) \\
 &\times (\text{原子炉水の比重 (m}^3\text{/t)}) \dots\dots\dots (2)
 \end{aligned}$$

式(2)を用いた、東海第二プラントにおける濃縮廃液の C1-36 濃度の計算結果を第 3 表に示す。また、第 3 表の設定根拠を第 4 表に示す。

第3表 東海第二プラントにおける濃縮廃液の C1-36 濃度の計算結果

プラント	東海第二
濃縮廃液の C1-36 濃度 (Bq/t)	$4.1 \times 10^4 \sim 1.6 \times 10^5$

第4表 濃縮廃液の C1-36 濃度の計算結果及び設定根拠

計算パラメータ	単位	東海第二		設定根拠
		CD		
原子炉水の C1-36 濃度	Bq/m ³	5.43×10^{-1}		ORIGEN 計算
主蒸気への キャリアオーバー率	-	0.01		塩素 38 のキャリアオーバー
除去性能 (DF)	-	10		設置許可申請時のヨウ素に 対する値
樹脂の捕捉率	-	0.9		
単位時間当たりの 通水流量	m ³ /h	6,420		東海第二主蒸気量：仕様 (設置許可)
樹脂再生までの 通水期間	-	36 ヶ月/サイクル		東海第二実績より
	-	25,920h/サイクル		
樹脂中塩素量	Bq/塔	8.13×10^4		(樹脂中塩素量) = (原子炉水の C1-36 濃度) × (主蒸気へのキャリアオーバー率) × (樹脂の捕捉率) × (単位時間当たりの通水流量) × (樹脂再生までの通水期間) / (塔数*1) *1 : CD : 10 塔
再生 1 回当たりの 再生廃液量	m ³ /回	100		-
濃縮処理における 濃縮倍率	-	50	200	東海第二実績より (50~200 倍)
濃縮廃液の C1-36 濃度	Bq/m ³	4.07×10^4	1.63×10^5	-
	Bq/t	4.07×10^4	1.63×10^5	比重を 1 として換算

(3) 評価結果

第1表及び第3表に示す評価結果より、復水浄化系樹脂の C1-36 濃度は、再生処理ありプラントの濃縮廃液の C1-36 濃度 (1.33×10^5 Bq/t) とほぼ同様又はそれよりも低い値となった。

4. 分析データによる検証

復水浄化系樹脂の分析で得られた C1-36 濃度を第5表に示す。試料採取に当たっては十分に攪拌することにより、C1-36 濃度が均一となるようにしている。

いずれの分析データ(分析データも ND の場合にはその検出限界濃度)も、再生処理ありのプラントの濃縮廃液の C1-36 濃度の最大値($1.33 \times 10^5 \text{Bq/t}$)とほぼ同様又はそれよりも低い値となった。

第5表 BWR 樹脂の分析データ

発電所	号機	対象試料	No.	原廃棄物 C1-36 放射能濃度 (Bq/t)	検出限界 濃度 (Bq/t)	化学 回収 率 (%)	対象廃 棄物の 発生時 期	分析・測定 年月日	データの取得	
									意見聴 取会時 *1	意見聴 取会以 降*1
女川	1号機	樹脂 (CFD)	1	1.74×10^3	1.03×10^3	86.3	1997	2016/7/7	-	○
浜岡	2号機	樹脂 (CFD)	2	ND	5.14×10^3	61.9	1989	2011/11/16	○	-
			3	ND	8.59×10^3	59.7	1993	2011/12/12	○	-
			4	ND	9.08×10^3	58.9	1989	2014/2/19	-	○
			5	ND	7.51×10^3	58.7	1993	2014/2/19	-	○
			6	ND	6.00×10^3	79.2	1990	2015/2/12	-	○
			7	ND	8.57×10^3	78.0	1997	2015/2/12	-	○
島根	1/2号 機	樹脂 (CFD)	8	ND	7.79×10^3	17.6	2011	2011/10/18	○	-
	1号機			ND	9.34×10^2	97.4	2013	2014/3/7	-	○
	1号機	樹脂 (CD)	9	4.04×10^4	1.34×10^4	18.6	2010	2011/10/18	○	-
	1/2号 機			ND	8.74×10^3	83.4	2013	2014/3/7	-	○

*1:「○」は「データあり」を、「-」は「データなし」を示す。

5. まとめ

「4. 分析データによる検証」での分析データと再生処理ありのプラントの濃縮廃液の C1-36 濃度との比較結果から、BWR プラントの復水浄化系樹脂の C1-36 濃度を、再生処理ありプラントの濃縮廃液の C1-36 濃度の最大値($1.33 \times 10^5 \text{Bq/t}$)を用いて設定することは妥当であると判断する。

なお、フィルタスラッジは、浄化系樹脂の前置フィルタが使用される場合に、この前置フ

フィルタが廃棄物として発生したものであり、前置フィルタはろ過機能のみを有し、イオン交換機能をほとんど持たないことから、フィルタスラッジの C1-36 濃度は、保守的に浄化系樹脂の C1-36 濃度で代替できると考えられ、再生処理ありプラントの濃縮廃液における C1-36 濃度を用いて設定する。

以 上

資料 6 濃縮廃液の C1-36 濃度から均質・均一固化体の放射エネルギーへの
換算方法及びパラメータについて

本資料は、濃縮廃液の C1-36 放射能濃度から均質・均一固化体の放射エネルギーへ換算方法及びパラメータの詳細について示す。廃棄物種類ごとの C1-36 放射能濃度の計算方法及び設定パラメータを第 1 表に示す。

第1表 廃棄物種類ごとのC1-36放射能濃度の算定方法及び設定パラメータ

電力会社	発電所	固化体の種類	廃棄物種類	算定式	設定値																
					濃縮(ランドリ)廃液中C1-36濃度	樹脂中C1-36濃度	濃縮倍率	造粒化による濃縮率	濃縮廃液比重	固化体比重(密度)		濃縮廃液投入量		廃棄物(樹脂)投入量	廃棄体重量	ペレット投入量	濃縮廃液処理量	原廃棄物年間投入量	濃縮廃液年間投入量	廃棄体年間発生本数	廃棄体製作本数
					Bq/kg	Bq/kg	-	-	$\times 10^3 \text{kg/m}^3$	$\times 10^3 \text{kg/m}^3$	kg/L	L/本	kg/本	kg/本	kg/本	kg/本	kg	kg/年	$\text{m}^3/\text{年}$	本/年	本
					A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M	N	O	P	Q
北海道	泊	アスファルト固化体	濃縮廃液	$\frac{A \times N}{P}$	2.59E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	86103	-	70.4	-	
東北	女川	セメント固化体	濃縮廃液	$A \times C \times G \times H$	4.33E+01	-	0.32	-	-	-	2	180	-	-	-	-	-	-	-	-	
			ランドリー廃液		4.33E+01	-	0.32	-	-	-	2	180	-	-	-	-	-	-	-	-	
			濃縮廃液+使用済み樹脂	$A \times I + B \times J$	4.33E+01	1.33E+02	-	-	-	-	-	97.5	48.7	-	-	-	-	-	-	-	
			ランドリー廃液+使用済み樹脂		4.33E+01	1.33E+02	-	-	-	-	-	97.5	43.3	-	-	-	-	-	-	-	
東京	福島第一	セメント固化体	濃縮廃液	$A \times C \times K$	4.33E+01	-	0.313	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
			濃縮廃液ペレット(100kg)		4.33E+01	-	1.39	-	-	-	-	-	-	-	396	-	-	-	-		
	福島第二 柏崎刈羽	セメント固化体	濃縮廃液	$A \times C \times K$	4.33E+01	-	0.313	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
			濃縮廃液		5.14E+00	-	0.313	-	-	-	-	-	-	-	396	-	-	-	-		
北陸	志賀	セメントガラス固化体	濃縮廃液ペレット	$A \times C \times K$	5.14E+00	-	4.13	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
中部	浜岡	セメント固化体	濃縮廃液	$A \times I$	4.33E+01	-	-	-	-	-	-	-	130	-	-	-	-	-	-		
			濃縮廃液(粉体充填)	$A \times C \times I$	4.33E+01	-	24	-	-	-	-	-	-	115	-	-	-	-	-		
			スラッジ	$B \times J$	-	1.33E+02	-	-	-	-	-	-	-	36	-	-	-	-	-		
			プラスチック固化	粉末樹脂	$B \times C \times J$	-	1.33E+02	10	-	-	-	-	-	-	116	-	-	-	-		
関西	美浜	セメント固化体	濃縮廃液		2.59E+00	-	0.35	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
			アスファルト固化体(Aモード)	濃縮廃液		2.59E+00	-	4.11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
			アスファルト固化体(Bモード)	濃縮廃液+溶離廃液		1.43E+02	-	4.11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
	大飯	セメント固化体	濃縮廃液		2.59E+00	-	0.35	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
			アスファルト固化体(Aモード)	濃縮廃液		2.59E+00	-	4.65	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
		アスファルト固化体(Bモード)	濃縮廃液+溶離廃液		1.43E+02	-	4.65	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-				
		セメントガラス固化体	濃縮廃液		2.59E+00	-	4.13	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-				
	高浜	セメント固化体	濃縮廃液		2.59E+00	-	0.35	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
			アスファルト固化体(Aモード)	濃縮廃液		2.59E+00	-	7.57	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
		アスファルト固化体(Bモード)	濃縮廃液+溶離廃液		1.43E+02	-	7.28	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-				
中国	島根	セメント固化体	濃縮廃液	$A \times G \times H$	4.33E+01	-	-	-	-	1.9	90	-	-	-	-	-	-	-			
			濃縮廃液+樹脂	$A \times G \times H + B \times J$	4.33E+01	1.33E+02	-	-	-	1.9	104	-	40	-	-	-	-	-			
			粉末樹脂		-	1.33E+02	-	-	-	-	-	-	40	-	-	-	-	-			
			粒状樹脂	$B \times J$	-	1.33E+02	-	-	-	-	-	-	55	-	-	-	-	-			
		スラッジ		-	1.33E+02	-	-	-	-	-	-	30	-	-	-	-	-				
		プラスチック固化	粉末樹脂	$B \times J$	5.14E+00	-	-	-	-	-	-	8000	-	-	-	-	-	-			
四国	伊方	セメント固化体	濃縮廃液	$A \times C \times F \times H$	2.59E+00	-	0.35	-	-	1.55	-	190	-	-	-	-	-				
			アスファルト固化体	$\frac{A \times M}{Q}$	2.59E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	401966	-	-	196			
			改良型セメント固化体		2.59E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	25609	-	-	40			
九州	玄海	セメント固化体	濃縮廃液	$A \times C \times F \times H$	2.59E+00	-	0.35	-	-	1.55	-	190	-	-	-	-	-				
			アスファルト固化体		2.59E+00	-	-	-	1.09135	-	-	-	-	-	-	-	112.5	130			
			改良型セメント固化体	$\frac{A \times E \times O}{P}$	2.59E+00	-	-	-	1.039	-	-	-	-	-	-	-	83.485	98.5			
原電	東海	セメント固化体	蒸発廃液(蒸発固化体)		3.59E+02	-	9.75	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-				
			濃縮廃液		4.33E+01	-	0.313	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
	東海第二	セメント固化体	濃縮廃液		4.33E+01	-	2.50	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-				
			濃縮廃液ペレット		4.33E+01	-	0.313	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
	敦賀1号	セメント固化体	濃縮廃液		4.33E+01	-	0.313	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
			アスファルト固化体		4.33E+01	-	5.02	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
敦賀2号	アスファルト固化体	濃縮廃液		2.59E+00	-	4.30	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-					

以上

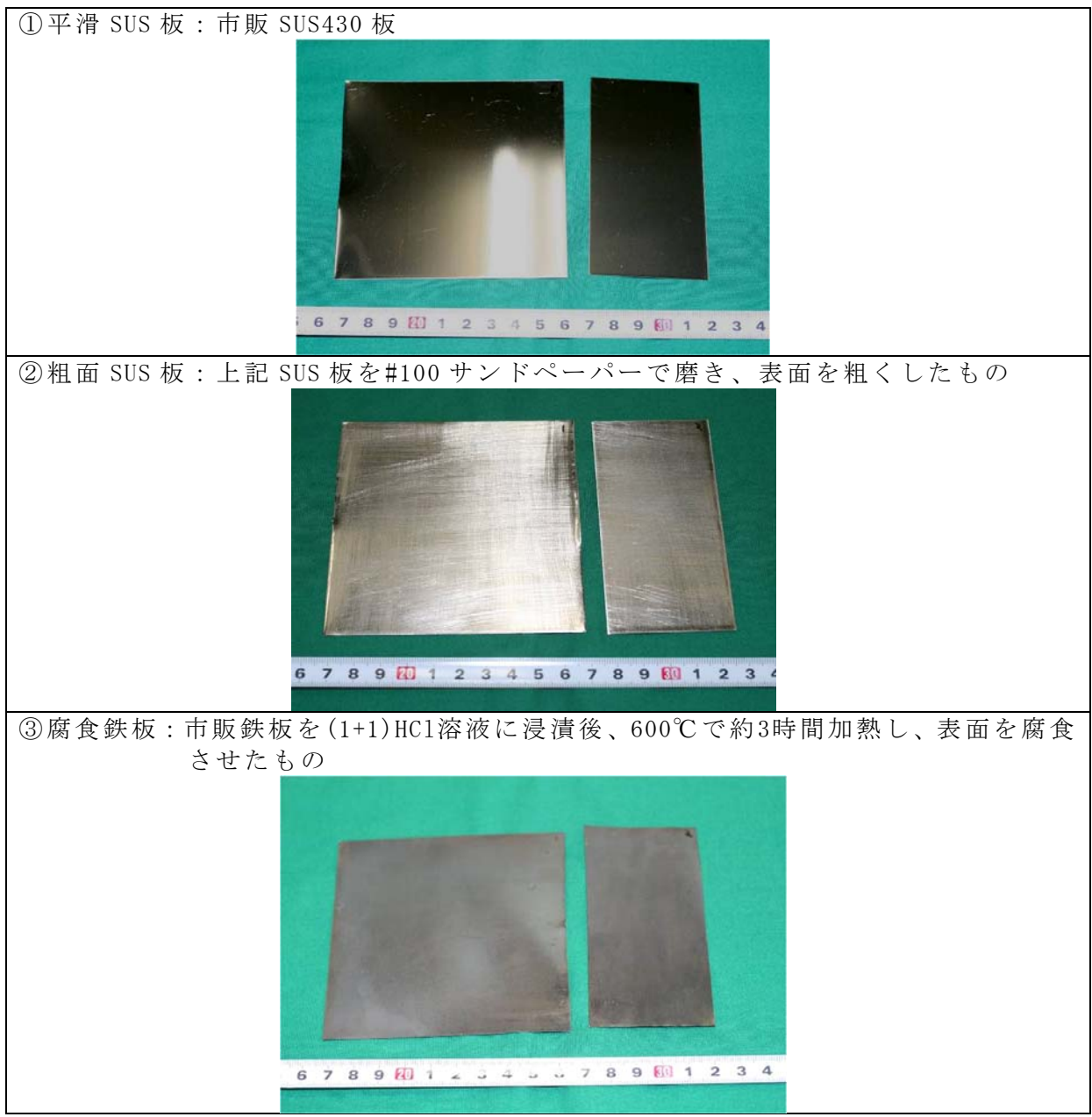
資料 7 固体状廃棄物の C1-36 濃度算定に関する根拠について

本資料では、固体状廃棄物に付着する C1-36 の汚染メカニズムごとに、C1-36 濃度算定に関する根拠を示す。

1. 充填固化体中の廃棄物表面への付着について

(1) 付着水量の測定方法について

付着水量の測定に用いた試料を第 1 図に示す。配管内面のような凹面をできるだけ模擬するため、3 種類の試料を準備した。

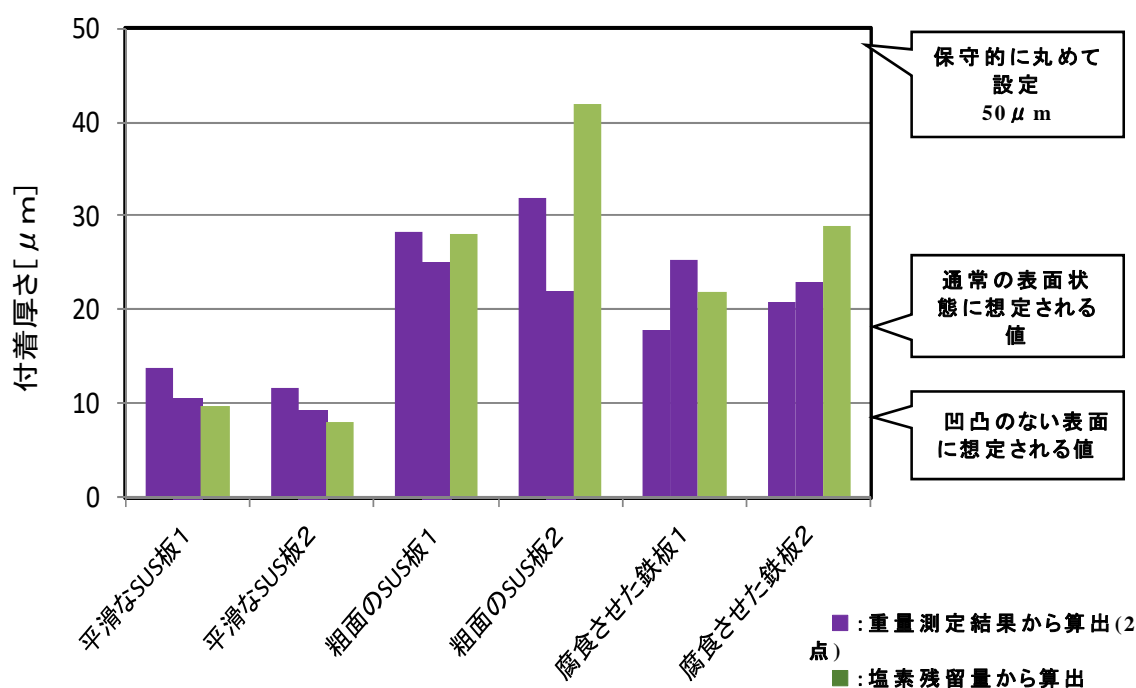


第 1 図 付着水量の測定に用いた試料

付着水量の測定方法は以下のとおりとした。

- ・ SUS板を塩素含有溶液に浸漬した。
- ・ SUS板を取り出し、垂直に保持して、自由落下により水切りした。
- ・ 乾燥する前の付着水量(付着厚さ)を測定(重量測定又は塩素残留量の測定)した。

付着厚さの測定結果を第 2 図に示す。



第2図 付着厚さの測定結果

(2) 実際の固体状廃棄物への適用性

本評価は、実際の固体状廃棄物が発生する際、原子炉冷却材等の系統水が付着した状態のまま、取り出され、これが乾いた状態となる場合に C1-36 が固体状廃棄物の表面に残留すると考えたものである。

通常の固体状廃棄物は、取り出された状態で濡れていた場合には、ウエス等で拭き取られることから固体状廃棄物に付着水が残留することはほとんど考えられない。

また、評価上は、50 μm の付着水が固体状廃棄物の全面を覆うとして想定しているため、実際の状況を過剰に保守的に扱っていると考えられる。

以上から、実際の固体状廃棄物への適用は妥当と考えている。

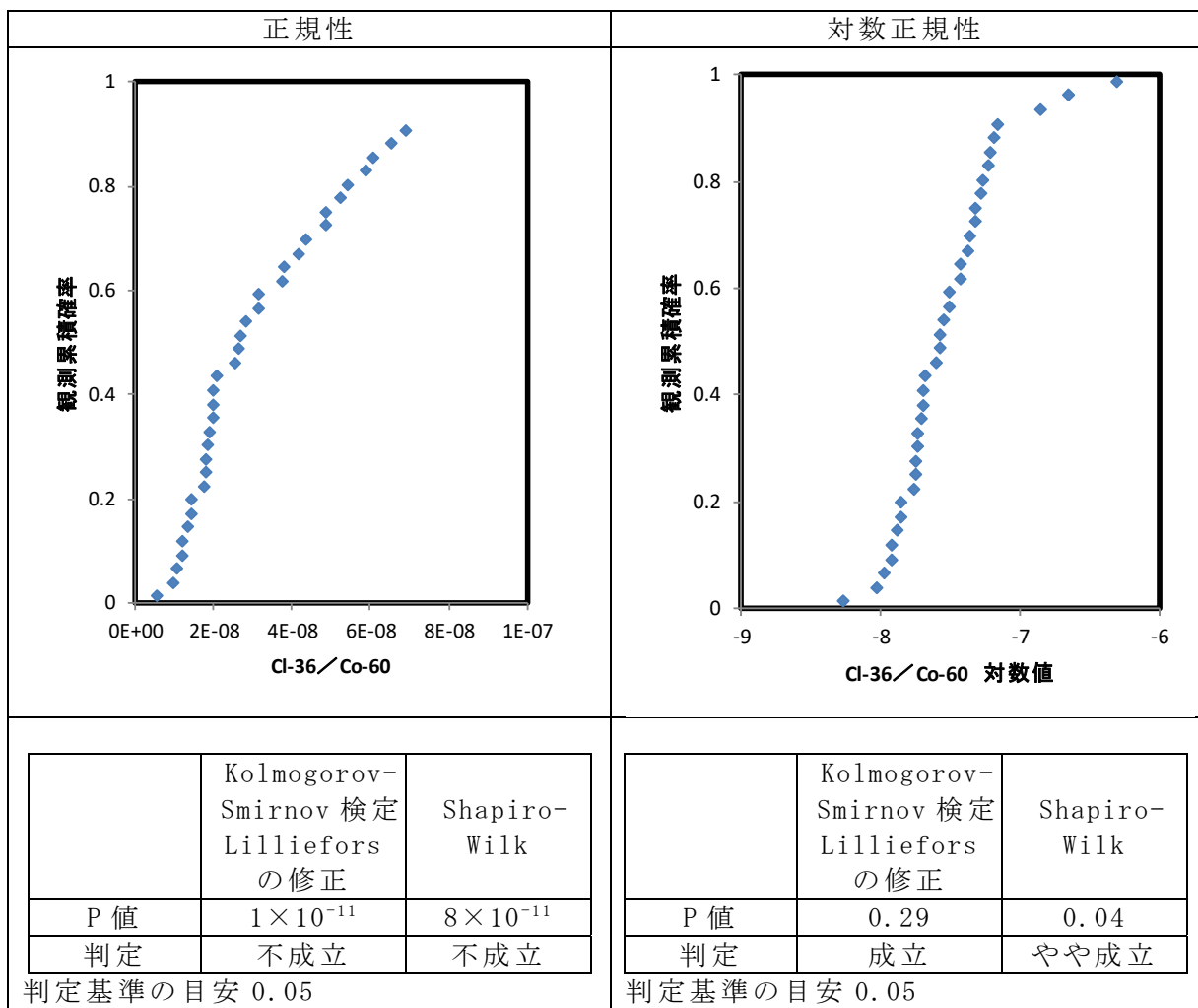
2. C1-36/Co-60 濃度比データの相関性

(1) PWR 液体フィルタの分析データによる C1-36/Co-60 濃度比の評価

PWR 液体フィルタは、原子炉冷却材をフィルタろ過した廃棄物であることから、不溶解性のクラッドが集まっていると考えられる。このため、PWR の固体状廃棄物全般に含まれるクラッドにおける C1-36/Co-60 濃度比を代表していると判断した。

(i) 正規性及び対数正規性の確認

正規性及び対数正規性の確認結果を第 3 図に示す。



第 3 図 正規性及び対数正規性の確認結果

(ii) 外れ値検定

対数正規性を仮定して Smirnov-Grubbs 検定(有意水準 0.05)を行うと、最大値が外れ値となった。

最大値は棄却しない方が保守的なため、以下では最大値も計算に用いた。

(iii) 相関性の検定

Co-60 濃度及び C1-36 濃度の対数値による相関性の検定結果を第 1 表に示す。

第 1 表 Co-60 濃度及び C1-36 濃度の対数値による相関性の検定結果

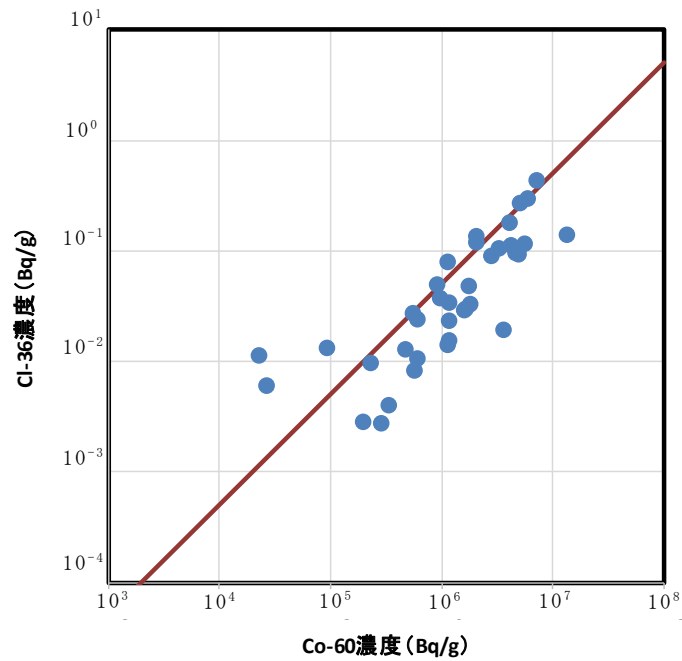
相関係数	0.80	-
無相関の検定	2×10^{-9}	< 0.05 で相関性あり

(iv) スケーリングファクタの計算

算術平均のスケーリングファクタを算出すると 5×10^{-8} となった。

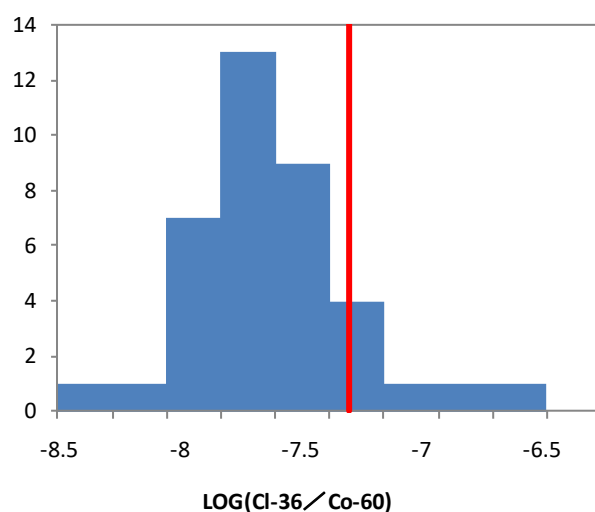
(v) 散布図とヒストグラム

Co-60 濃度及び C1-36 濃度の散布図を第 4 図に示す。また、図中に $C1-36/Co-60 = 5.0 \times 10^{-8}$ を示す直線を併記する。



第 4 図 Co-60 濃度と C1-36 濃度の散布図

LOG(C1-36/Co-60) のヒストグラムを第 5 図に示す。また、図中に $LOG(C1-36/Co-60) = 5.0 \times 10^{-8}$ を示す直線を併記する。



第 5 図 LOG(C1-36/Co-60) のヒストグラム

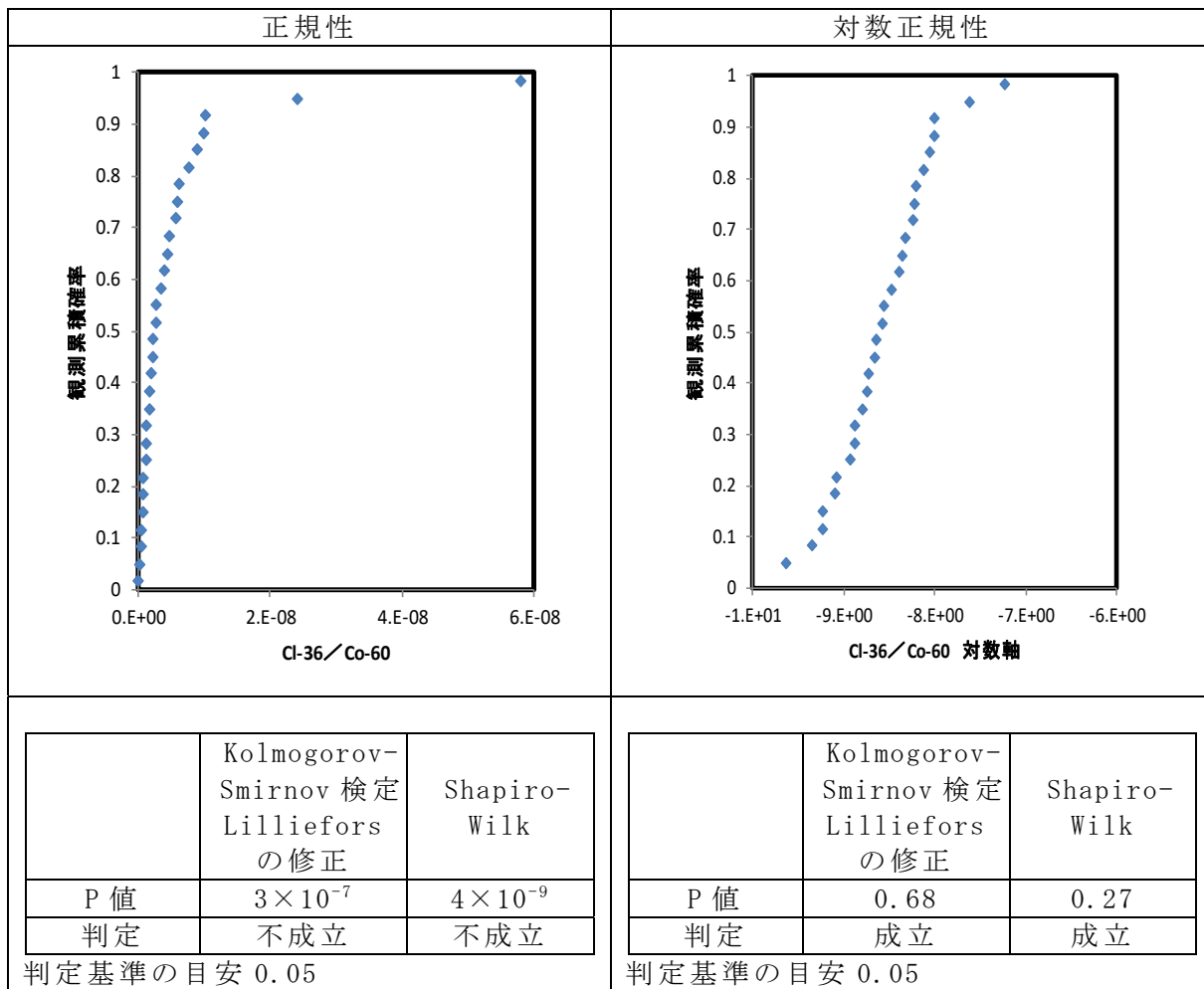
(2) BWR の固体状廃棄物及び原子炉冷却材中クラッドの分析データによる C1-36/Co-60 濃度比の評価

BWR の原子炉冷却材をフィルタに通液してクラッドを回収した不溶解性のクラッド及び比較的 Co-60 濃度の高い固体状廃棄物を用いて、BWR の固体状廃棄物全般に含まれるクラッドにおける C1-36/Co-60 濃度比を測定した。

なお、BWR の固体状廃棄物には、イオンも含まれているため、C1-36/Co-60 濃度比の分析データにはばらつきが発生しやすいと考えられる。

(i) 正規性及び対数正規性の確認

Co-60 濃度及び C1-36 濃度の正規性及び対数正規性の確認結果を第 6 図に示す。



第 6 図 正規性及び対数正規性の確認結果

(ii) 外れ値検定

対数正規性を仮定して Smirnov-Grubbs 検定(有意水準 0.05)を行ったところ、最小値が外れ値となった。

このため、スケーリングファクタの算出に当たっては最小値を棄却した場合も示す。

(iii) 相関性の検定

Co-60 濃度及び Cl-36 濃度の対数値で相関性を検定した結果を第 2 表に示す。

第 2 表 Co-60 濃度及び C1-36 濃度の対数値による相関性の検定結果

相関係数	0.97	-
無相関の検定	3×10^{-19}	< 0.05 で相関性あり

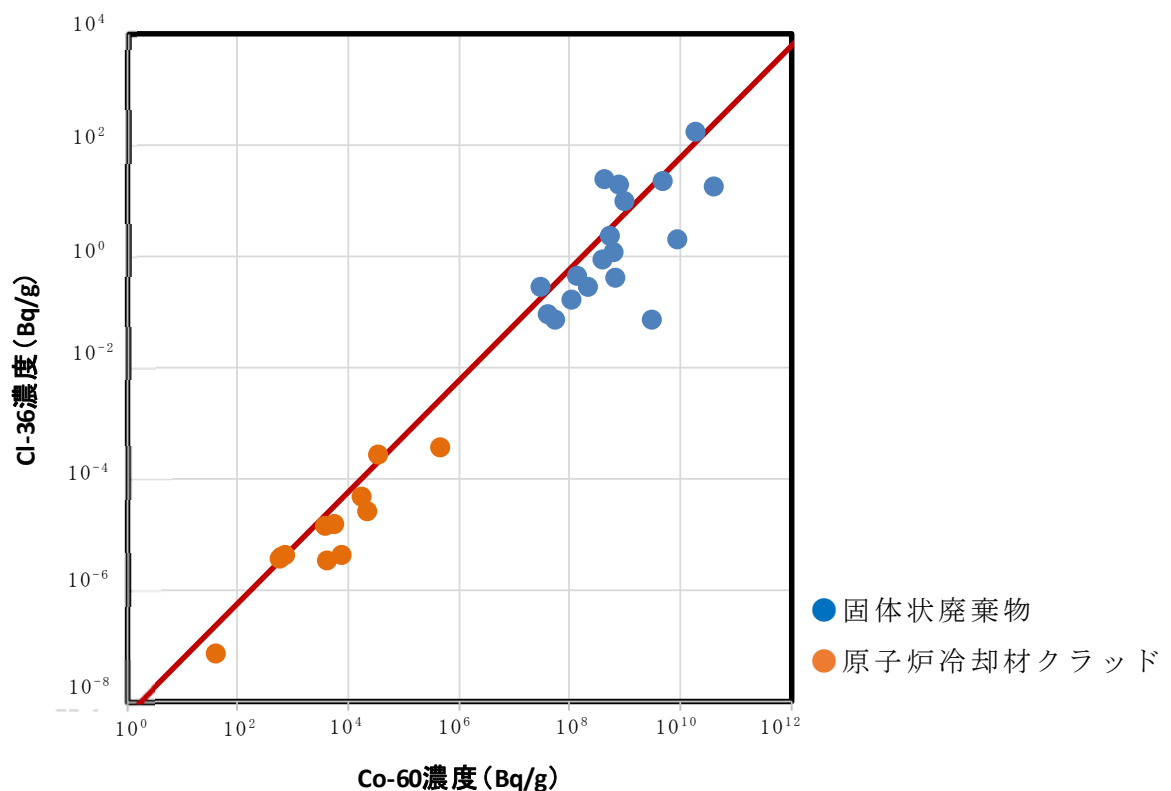
(iv) スケーリングファクタの計算

算術平均のスケーリングファクタを算出すると 6×10^{-9} となる。外れ値を除くと、 6.1×10^{-9} となる。

この値は PWR 液体フィルタにおける値 (5×10^{-8}) よりも小さいことから、スケーリングファクタは保守的に PWR で代表することが妥当であると判断した。

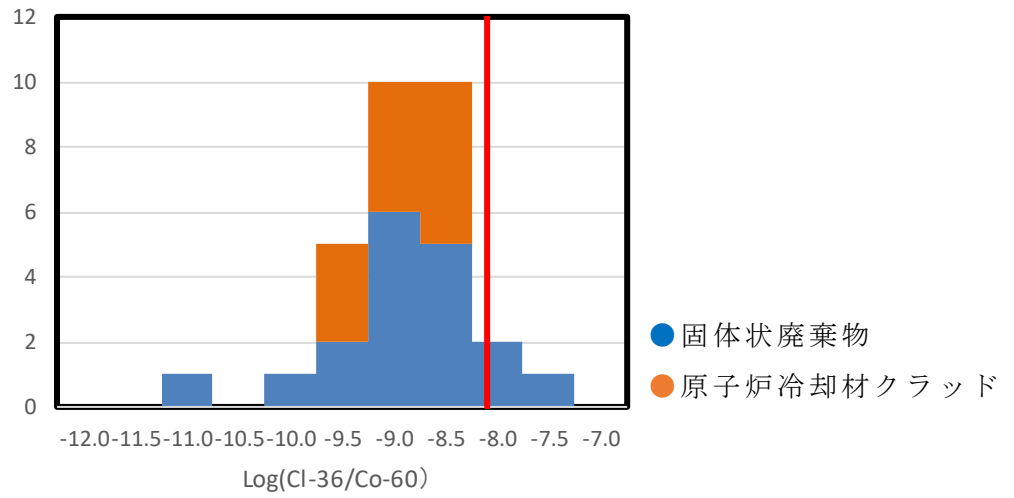
(v) 散布図とヒストグラム

Co-60 濃度と C1-36 濃度の散布図を第 7 図に示す。また、図中に $C1-36/Co-60 = 6.0 \times 10^{-9}$ を示す直線を併記する。



第 7 図 Co-60 濃度と C1-36 濃度の散布図

LOG(C1-36/Co-60)のヒストグラムを第 8 図に示す。また、図中に $C1-36/Co-60 = 6.0 \times 10^{-9}$ を示す直線を併記する。



第 8 図 LOG(CI-36/Co-60) のヒストグラム

3. 液体フィルタの分析データ

液体フィルタの分析データを第 3 表に示す。

PWR 全発電所で網羅的に測定し、分析点数は 38 に達しており、十分なデータが得られていると考える。

第3表 液体フィルタの分析データ

発電所	号機	放射能濃度		発生年度 ^{*1}	データの取得	
		Cl-36	Co-60		意見聴取会 時に取得	意見聴取会 以降に取得
		Bq/g	Bq/g			
泊	1号	2.96E-02	1.60E+06	H7年度		○
泊	1号	8.20E-03	5.81E+05	H8年度		○
泊	1号	3.74E-02	9.95E+05	H9年度		○
泊	2号	1.28E-02	4.84E+05	H10年度		○
美浜	3号	1.35E-01	2.06E+06	H14年度		○
美浜	3号	4.40E-01	7.22E+06	H16年度		○
美浜	3号	2.70E-01	5.15E+06	H19年度		○
美浜	3号	5.04E-02	9.30E+05	H23年度		○
大飯	1号	3.28E-02	1.84E+06	H4年度		○
大飯	2号	4.82E-02	1.79E+06	H2年度		○
大飯	3号	1.11E-01	4.34E+06	H8年度		○
大飯	4号	9.00E-02	2.86E+06	H8年度		○
大飯	1号	2.37E-02	1.18E+06	H3年度	○	
大飯	2号	1.08E-02	6.14E+05	H3年度	○	
高浜	1号	1.17E-01	5.62E+06	H17年度		○
高浜	1号	9.51E-02	4.73E+06	H18年度		○
高浜	1号	1.22E-01	2.07E+06	H21年度		○
高浜	1号	2.94E-01	6.06E+06	H22年度		○
高浜	1号	1.81E-01	4.15E+06	H23年度		○
高浜	2号	9.76E-02	4.89E+06	H19年度		○
高浜	2号	1.04E-01	3.30E+06	H20年度		○
高浜	2号	9.28E-02	4.94E+06	H21年度		○
高浜	2号	1.42E-01	1.34E+07	H23年度		○
伊方	1号	2.70E-02	5.56E+05	H22年度		○
伊方	1号	3.03E-02	1.68E+06	H22年度		○
伊方	2号	1.40E-02	1.15E+06	H22年度		○
伊方	2号	1.95E-02	3.65E+06	H15年度		○
玄海	1号	1.15E-02	2.33E+04	H12年度		○
玄海	2号	9.69E-03	2.31E+05	H13年度		○
玄海	3号	3.40E-02	1.20E+06	H14年度		○
玄海	4号	1.32E-02	9.32E+04	H24年度		○
川内	1号	6.07E-03	2.69E+04	H15年度		○
川内	1号	2.38E-02	6.24E+05	H12年度		○
川内	2号	4.07E-03	3.39E+05	S61年度		○
川内	2号	1.57E-02	1.17E+06	S62年度		○
敦賀	2号	2.74E-03	2.87E+05	H18年度		○
敦賀	2号	2.87E-03	2.02E+05	H21年度		○
敦賀	2号	8.03E-02	1.16E+06	H22年度		○

*1：発生年度における「H」は平成、「S」は昭和を示す(例えば、「H7年度」は「平成7年度」を示す。)

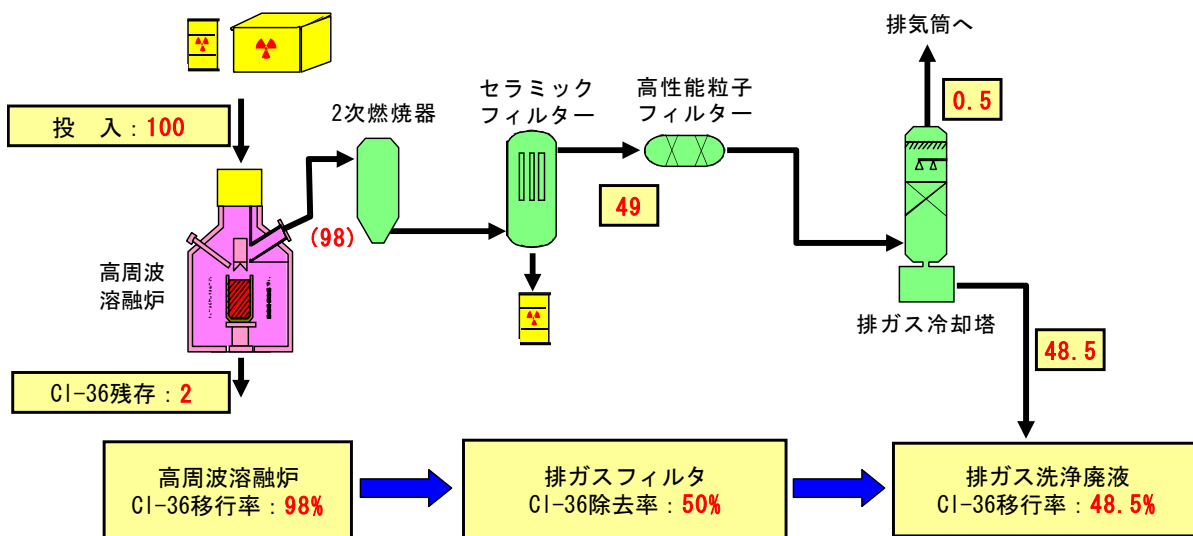
以上

資料 8 GCR 溶融固化体における塩素移行バランスについて

1. 塩素移行バランス

GCR は原子炉冷却材が炭酸ガスであり、軽水炉の固体廃棄物のような鋼材への吸着平衡定数等の文献値が見当たらず、理論計算が困難である。また、溶融対象の廃棄物の C1-36 放射能濃度が評価できたとしても、溶融処理により C1-36 は大部分が揮発するため、溶融固化体への残存率の設定が必要となる。

したがって、塩素の溶融体への残存率、排ガス系の除去率、排気筒への移行率を実験等のデータから下図のとおり設定した。



第 1 図 C1-36 移行バランス

しかしながら、実験室スケールのるつぼ程度での実験による評価であるため、実機に対する適用性に不確実性があったことから、当該廃棄体製作に使用した高周波溶融炉に近い条件で評価を行った。

2. 実機相当での塩素移行バランス評価

東海発電所で導入しているものと同等の高周波溶融炉を用い、実運転と同じシーケンス、運転温度にて試験(コールド)を行い、溶融固化体中の塩素残存率について、①無機物との体積比率、②運転時間(保持時間)の観点から評価を行った。

試験条件は、高周波溶融炉での無機物割合をファクターとして、模擬廃棄物投入量を実運転での投入量設定の 680kg 前後とし、かつ、スラグ層の塩基度が実績平均の 0.37 程度となるよう、第 1 表の条件とした。

なお、ケース 2 については、投入重量が 680kg ではキャニスタの容量を超えるた

め塩基度のみで設定した。

また、トレーサの塩化カルシウム添加量は無機物重量の 0.5wt%で一定とした。

第 1 表 塩素残存率試験条件

ケース		体積割合 (%)		重量 (kg)				合計
		金属	無機物	金属	無機物	添加材	塩化カルシウム	
1	無機標準/保持 60分	75.5	24.5	588	72	20.9	0.463	681
2	無機最大/保持 20分	40.0	60.0	208	117	11	0.640	337
3	無機標準/保持 20分	75.5	24.5	588	72	20.9	0.463	681
4	無機最小/保持 20分	84.9	15.1	619	41	21.1	0.311	681
5	無機下限/保持 20分	96.0	4.0	650	10	21.2	0.156	681

試験結果は第 2 表の通り、溶融固化体中の塩素残存率は 1.11%以下であり、C1-36 報告書⁽¹⁾での設定値(2.0%)とほぼ同等の値であることを確認した。

第 2 表 塩素残存率測定結果

試験条件		測定結果 (%)	
		スラグ層	金属層
1	無機標準/保持 60 分	0.47	－ (検出下限未満)
2	無機最大/保持 20 分	1.11	－ (検出下限未満)
3	無機標準/保持 20 分	0.32	－ (検出下限未満)
4	無機最小/保持 20 分	0.44	－ (検出下限未満)
5	無機下限/保持 20 分	－ (検出下限未満)	－ (検出下限未満)

3. 参考文献等

- (1) 日本原燃株式会社(2011)：日本原燃(株)六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターにおける低レベル放射性廃棄物の線量評価と今後の対応について

以 上

資料 9 分析データ数の妥当性について

1. 統計的なデータ数の充足性

統計的には、母平均の信頼区間を適用することで、許容誤差とデータ数に応じた母平均の評価ができることになっている。本ケースの場合、母平均の信頼区間を求める上では、母集団の実際の分布形態が必ずしも明確でないと判断し、これを仮定しないノンパラメトリックな評価方法であるブートストラップ法を採用している(資料 3 参照)。

一方、母集団から抽出した C1-36 の分析データ(標本)は、対数正規性を示していること(2. (1)参照)、すなわち、桁で変動していることから、上記の評価を行う上でも、一定数以上のデータ数は必要である。

ここで、総放射エネルギー(埋設する廃棄物の総放射能)の設定では、上記で評価する母平均の積算の 5~10 倍の裕度を考慮していることから、母平均の許容誤差としては、0.5(母平均の 1.5 倍)~1.0(母平均の 2 倍)は想定して良い。

この場合、下記の参考試算結果(対数正規分布を仮定して計算)を参考にすると、少なくとも 10~20 点程度のデータ数が必要である。

【参考試算結果】

統計処理に必要な分析データ数の妥当性については、要求される精度(許容誤差)との関連で決定されるべきものである。正規分布を仮定する場合、統計学におけるデータ数の充足性は以下の式(1)を用いて判断した。

$$n \geq \left(\frac{Za \times \sigma_s}{p \times x} \right)^2 \quad (1)$$

n : 試料の大きさ(必要なデータ数)(-)

Za : 要求する信頼度に対する数値(-); 95%信頼度に対する値は 1.96。

σ_s : 母集団の標準偏差(Bq/t)

p : 許容誤差(-)

x : 平均値(Bq/t)(本文 第 1 表参照)

許容誤差を 0.05~1、すなわち平均値に 1.05 倍~2 倍の誤差を見込んだ場合の PWR、BWR 及び CGR における必要な分析データ数の計算結果を第 1 表に示す。計算結果より、許容誤差を 0.5~1 とする場合には、分析データ数が、PWR 及び BWR においては少なくとも 10 点~20 点以上、GCR においては 5 点以上あれば充足性がある。

一方、C1-36 の総放射エネルギーの設定に当たっては、データの変動を保守的に考慮して、母平均の 95%信頼区間上限に対して 10 倍(1 号 7, 8 群における一部の充填固化体に対しては 5 倍)の裕度を見込んでいることから、統計学的には許容誤差を 0.5~1 とする

場合のデータ数があれば、総放射エネルギーは保守側に評価されている。

第 1 表 許容誤差に対する PWR、BWR 及び CGR における必要な分析データ数

許容誤差 (-)	必要なデータ数(-)				
	PWR		BWR		GCR
	溶離処理あり	溶離処理なし	再生処理あり	再生処理なし	-
0.05	1,700	2,100	1,300	2,000	440
0.10	420	520	330	510	110
0.20	110	130	82	130	27
0.50	17	21	13	20	4.4
0.70	8.6	11	6.7	10	2.2
1.00	4.2	5.3	3.3	5.1	1.1

2. 分析データの変動要因

濃縮廃液の C1-36 濃度の変動要因を第 2 表に示す。

第 2 表 濃縮廃液の C1-36 濃度の変動要因

	変動要因	解説
I	溶離処理のあり／なし	<ul style="list-style-type: none"> ・ PWR の使用済樹脂の処理 (溶離処理) を行うプラントでは、使用済樹脂から溶出する濃度の高い C1-36 を含む廃液の混入により、濃縮廃液中の C1-36 濃度が高くなる。 ・ 溶離処理回数/年度の違いにより、濃縮廃液中の C1-36 濃度の変動する。
II	復水浄化系樹脂再生のあり／なし	<ul style="list-style-type: none"> ・ BWR の復水浄化系樹脂の薬品再生を行うプラントでは、樹脂に蓄積していた C1-36 が濃縮廃液に移行し、濃縮廃液中の C1-36 濃度が高くなる。
III	廃液蒸発装置における濃縮倍率	<ul style="list-style-type: none"> ・ PWR の一次系廃液の濃縮は、廃液に含まれるホウ素濃度が約 20,000ppm となるまで行っている。 ・ 濃縮廃液中の C1-36 濃度は、廃液中のホウ素濃度に依存する。サイクル初期のホウ素濃度が約 2,000ppm、サイクル末期は約 100ppm であることから、廃液中のホウ素濃度は 10 倍～200 倍程度になると想定され、C1-36 濃度も同様と推定される。
IV	廃液の発生量	<ul style="list-style-type: none"> ・ C1-36 を含む廃液 (主な機器ドレン、床ドレン等) の発生量はほぼ一定であると推定するが、C1-36 を含まない廃液の発生量は定期検査の工事内容等に依存する。
V	樹脂の交換頻度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 樹脂の交換頻度が高いほど、廃液中の C1-36 濃度は低くなると考えられる。 ・ 電力間において交換頻度に差異がある。

上記の I 及び II を考慮して、データを取得した集団を分類すると、上記の III～V の濃縮倍率、C1-36 含まない廃液の発生量、C1-36 を除去している樹脂の交換頻度の変動要因は、系統誤差ではなく、偶然誤差である場合は、ランダムなばらつきを考慮する統計的な手法を適用することが適切である。

以上の妥当性を示すため、C1-36 の意見聴取会では、以下の説明を実施していた (第 3 回意見聴取会 資料 3-1 等) ことから、新たに追加されたデータを用いて再検討を実施した。

①分析データの分布形態の確認 (資料 9 2. (1) 参照)

②分析データから上記 I 及び II の観点で 4 分類することの妥当性の確認 (資料 9

2. (2) 参照)

さらに、C1-36 の意見聴取会の中では、C1-36 の分析データの変動要因として、経年的な変化も検討されていた(第 3 回意見聴取会 資料 3-1)ことから、以下についても、新たに追加されたデータを用いて再検討を実施した。

③分析データの経年変化(資料 9 2. (3) 参照)

【参考】

C1-36 の意見聴取会の中では、原子炉冷却材中の C1-36 濃度の変動は大きくないことを前提に、濃縮廃液における分析データの変動に関して、以下のような説明を行った。

(第 2 回意見聴取会 資料 3-1 より抜粋)

第 1 表に濃縮廃液の C1-36 濃度の変動要因を示す。これらの要因はそれぞれ複合して影響を及ぼすものであることから、分析値のばらつきを定量的に説明することは困難であると考え、各プラント分類に共通の要因について、ばらつきの程度を試算した。

要因Ⅲについては、第 1 表に記載のとおり、PWR プラントでは、廃液中のホウ素濃度と濃縮可能なホウ素濃度の関係から 10～200 倍程度になると想定されるとともに、BWR プラントでは、不溶性固形分(SS)等を指標に濃縮を行うが濃縮装置の運用実績からも数 10 倍から数 100 倍程度までのばらつきがあり、濃縮前の廃液中の C1-36 濃度が同じであったとしても濃縮倍率に応じて、濃縮廃液中の C1-36 濃度にばらつきが生じる。(1～2 桁程度)

要因Ⅳについては、C1-36 を多く含む廃液と少ない廃液の発生量の割合により、濃縮前の廃液中の C1-36 濃度にばらつきが生じると考えられる。PWR プラントにおける検討例(高浜 1, 2 号機の設置許可申請書上の数値を用いた検討例)を以下に示す。

PWR プラントで平常運転時に発生する主な放射性廃液は、次のように大別できる。

- ①一次冷却材抽出水等(約 9, 200m³)
- ②機器ドレン等(約 2, 100m³)
- ③洗浄排水(約 3, 000m³)

このうち①と②が C1-36 を多く含む廃液であり、③をほとんど含まない廃液である。(②については、系統によって C1-36 濃度が大きく異なると考えられるが細分化することは難しい。)①については原則、再利用されるため、廃液の C1-36 濃度のばらつきへの寄与は少ないものとする。②については定検ごとに発生するといえるため、発生量の変動は少なく、廃液の C1-36 濃度のばらつきへの寄与は少ないものとする。しかしながら、③については定検期間と連動し、各年度の発生量の変動

するため、定検期間が長ければ廃液の Cl-36 濃度は低くなるものとする。(数倍程度)

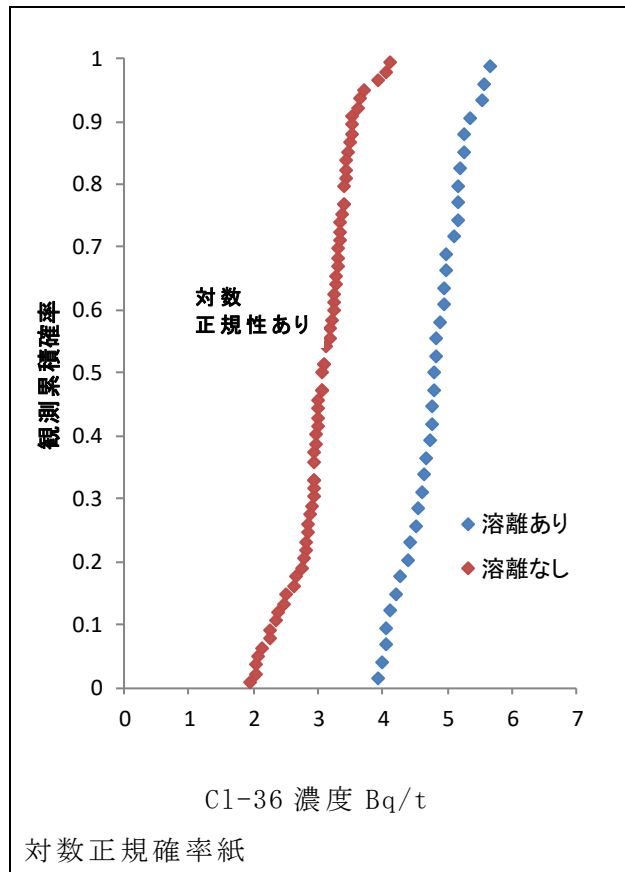
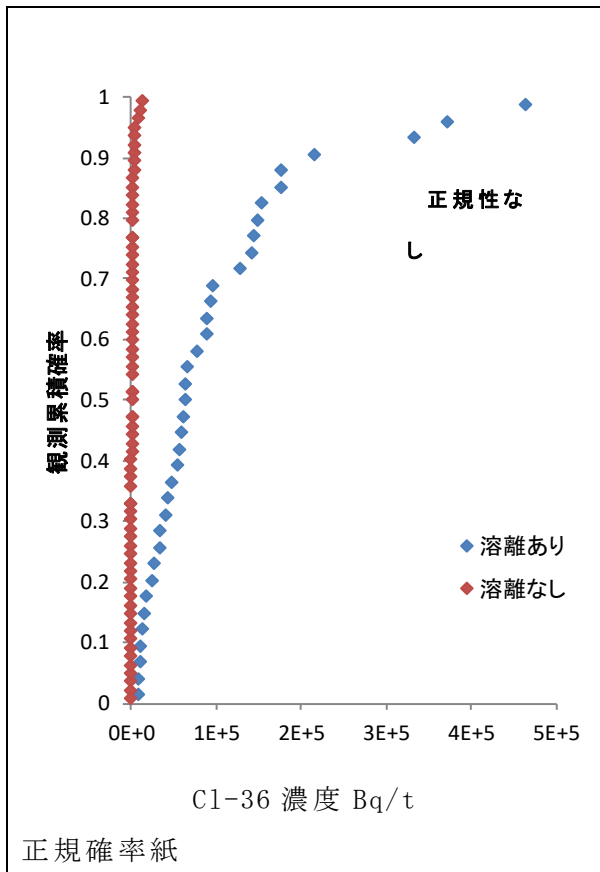
要因 V については、1 サイクルごとに樹脂の交換が実施されている場合、Cl-36 がその都度、系外に持ち出されるために、一次冷却材中の Cl-36 濃度は低くなり、廃液の Cl-36 は低くなるものとする。(数倍程度)

表 1 濃縮廃液中の Cl-36 の主な変動要因

	変動要因	解説
I	溶離処理のあり／なし	<ul style="list-style-type: none"> ・ PWR の使用済樹脂の処理 (溶離処理) を行うプラントでは、使用済樹脂から溶出する濃度の高い Cl-36 を含む廃液の混入により、濃縮廃液中の Cl-36 の濃度が高くなる。 ・ 溶離処理回数／年度の違いにより濃縮廃液中の Cl-36 濃度が変動する。
II	復水浄化系樹脂再生のあり／なし	<ul style="list-style-type: none"> ・ BWR の復水浄化系樹脂の薬品再生を行うプラントでは、樹脂に蓄積にしていた Cl-36 が濃縮廃液に移行し、濃縮廃液中の Cl-36 の濃度が高くなる。
III	廃液蒸発装置における濃縮倍率	<ul style="list-style-type: none"> ・ PWR の一次系廃液の濃縮は、廃液に含まれるホウ素濃度が約 20,000ppm となるまで行っている。 ・ 濃縮廃液中の Cl-36 濃度は、廃液中のホウ素濃度に依存する。サイクル初期のホウ素濃度が約 2,000ppm、サイクル末期は約 100ppm であることから、廃液中のホウ素濃度は、10～200 倍程度になると想定され、Cl-36 濃度も同様と推定される。
IV	廃液の発生量	<ul style="list-style-type: none"> ・ Cl-36 を含む廃液 (主な機器ドレン、床ドレン等) の発生量は、ほぼ一定であると推定するが、Cl-36 を含まない廃液の発生量は、定期検査の工事内容等に依存する。
V	樹脂の交換頻度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 樹脂の交換頻度が高いほど廃液中の Cl-36 濃度は低くなると考えられる。 ・ 電力間において交換頻度の差異がある。

(1) 分析データの分布形態の確認

PWR 及び BWR における分析データの分布形態の確認結果をそれぞれ第 1 図及び第 2 図に示す。確認結果より、分析データの分布は対数正規性を示すことを確認した。

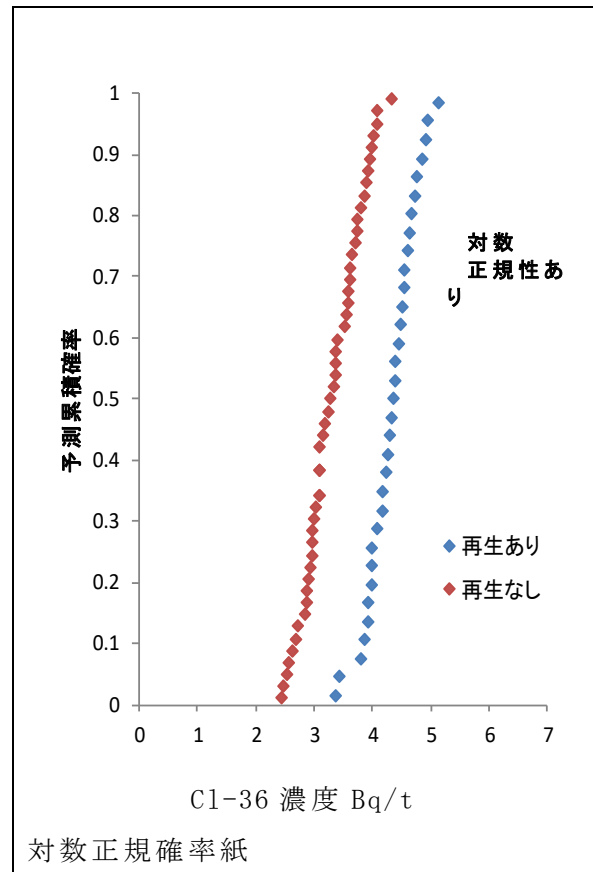
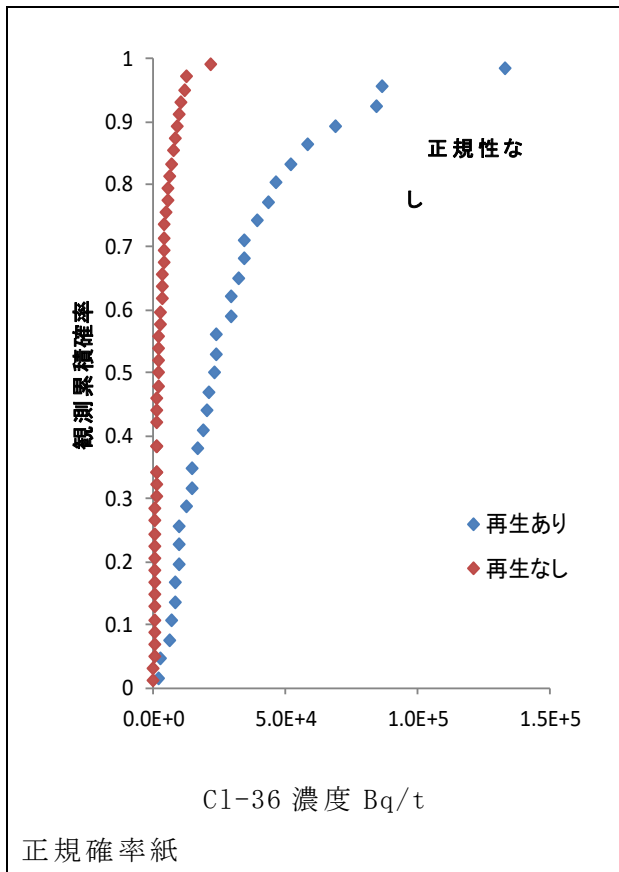


項目		検定方法	
		Kolmogorov-Smimov 検定 Lilliefors の修正	Shapiro-Wilk
溶離あり	P 値	2×10^{-4}	3×10^{-6}
	判定 ^{*1}	×	×
溶離なし	P 値	4×10^{-8}	1×10^{-11}
	判定 ^{*1}	×	×

項目		検定方法	
		Kolmogorov-Smimov 検定 Lilliefors の修正	Shapiro-Wilk
溶離あり	P 値	0.81	0.53
	判定 ^{*1}	○	○
溶離なし	P 値	0.075	0.056
	判定 ^{*1}	○	○

*1: 判定基準 0.05 以上とした

第 1 図 PWR における分析データの分布形態(正規性、対数正規性)の確認



検定方法 項目		Kolmogorov-Smirnov 検定 Lilliefors の修正	Shapiro-Wilk
		再生あり	P 値 1×10^{-2}
再生あり	判定*1	×	×
再生なし	P 値	2×10^{-6}	5×10^{-8}
再生なし	判定*1	×	×

検定方法 項目		Kolmogorov-Smirnov 検定 Lilliefors の修正	Shapiro-Wilk
		再生あり	P 値 0.99
再生あり	判定*1	○	○
再生なし	P 値	0.26	0.35
再生なし	判定*1	○	○

*1: 判定基準 0.05 以上とした

第 2 図 BWR における分析データの分布形態(正規性、対数正規性)の確認

(2) 分析データをプラント分類することの妥当性の確認

分析データを、PWRにおいては溶離処理の有無の観点で、BWRにおいては復水系浄化樹脂の再生の有無の観点で分類(プラント分類)することの妥当性を確認するため、F検定による分散分析を行った。

なお、「(1) 分析データの分布形態の確認」に示す分析データの分布形態の確認結果より、分析データの分布には対数正規性を仮定する。

F検定による分散分析の結果を第3表及び第4表に示す。第3表より、プラント分類間で分散(分析データのばらつき)には有意差がないことが確認された。一方で、第4表より、プラント分類間で平均値に差異があることが確認された。

以上の結果から、分析データのプラント分類は妥当であると考えた。

第3表 F検定(等分散)の結果

比較対象	データ数	分散比(F0)	F境界値(95%)	判定
溶離処理あり	37	0.95	0.60	有意差なし
溶離処理なし	71			

比較対象	データ数	分散比(F0)	F境界値(95%)	判定
再生処理あり	33	0.74	0.58	有意差なし
再生処理なし	51			

第4表 F検定(一元配置の分散分析)の結果*1

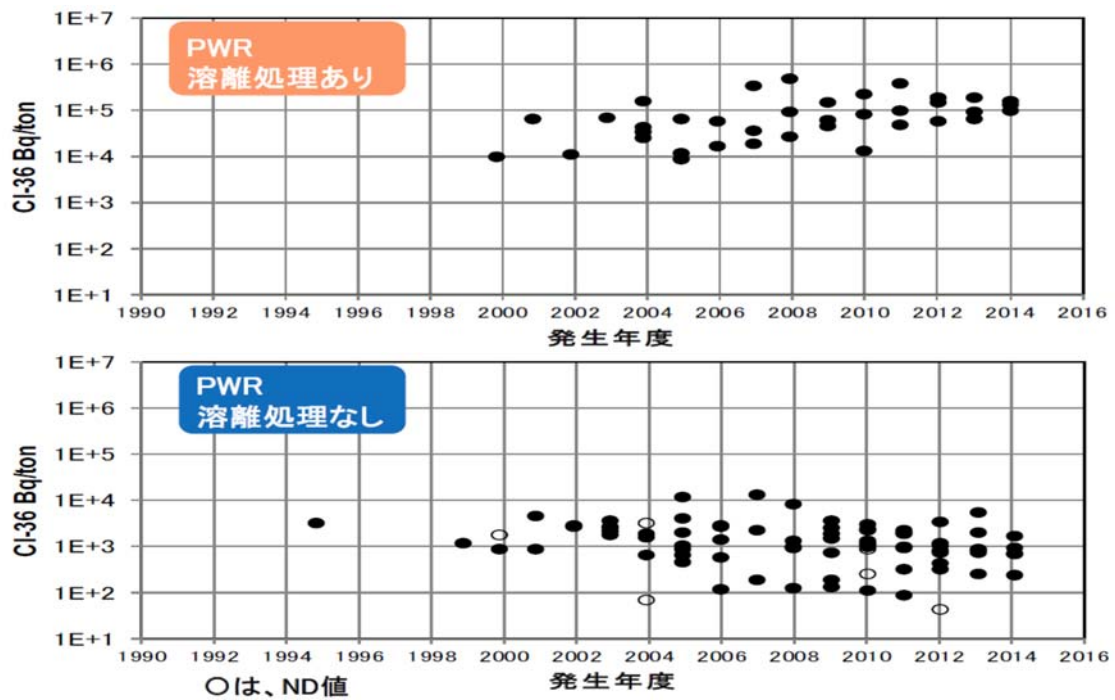
比較対象	データ数	分散比(F0)	F境界値(95%)	判定
溶離処理あり	37	18	2.0	有意差あり
溶離処理なし	71			

比較対象	データ数	分散比(F0)	F境界値(95%)	判定
再生処理あり	33	9.9	2.0	有意差あり
再生処理なし	51			

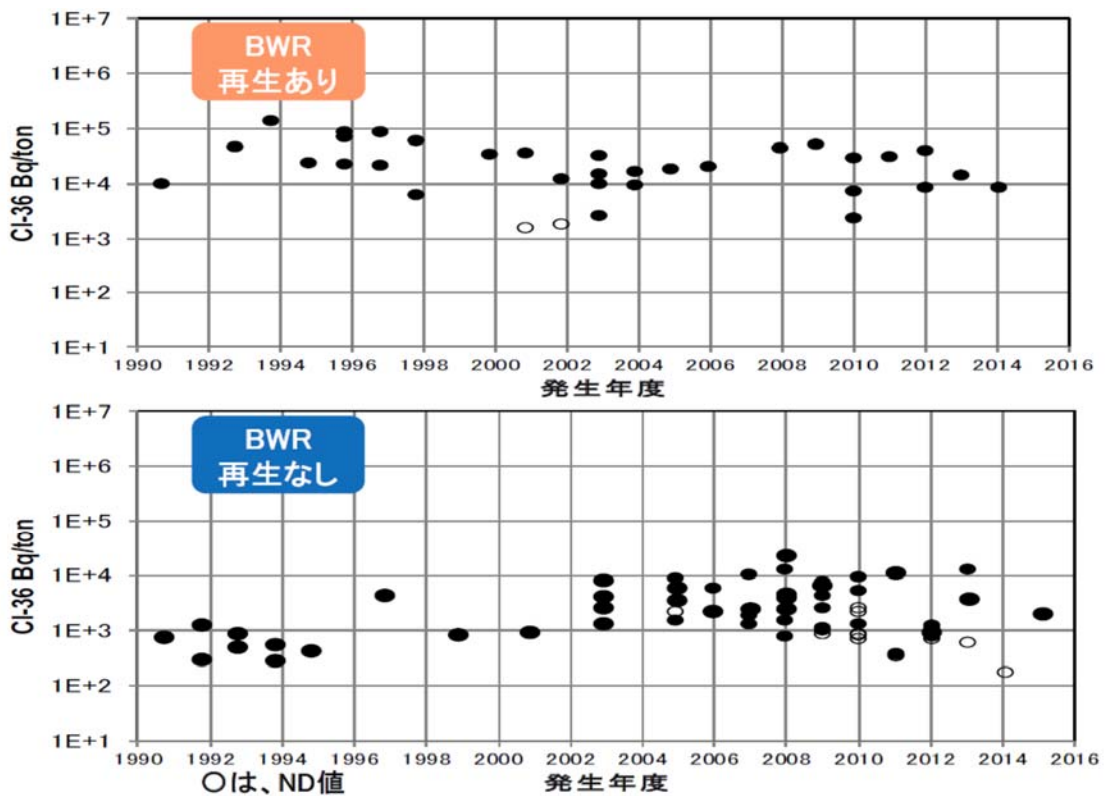
*1：本検定は等分散が成立することが前提となる。

(3) 分析データの経年変化

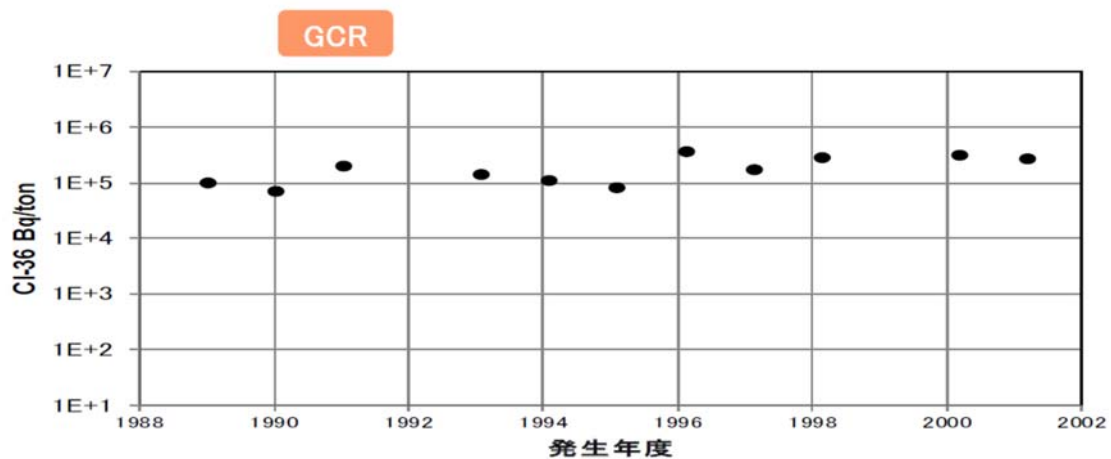
分析データの経年変化を第3図～第6図に示す。いずれにおいても分析データの経年変化は確認されなかった。



第 3 図 PWR における C1-36 分析データの経年変化

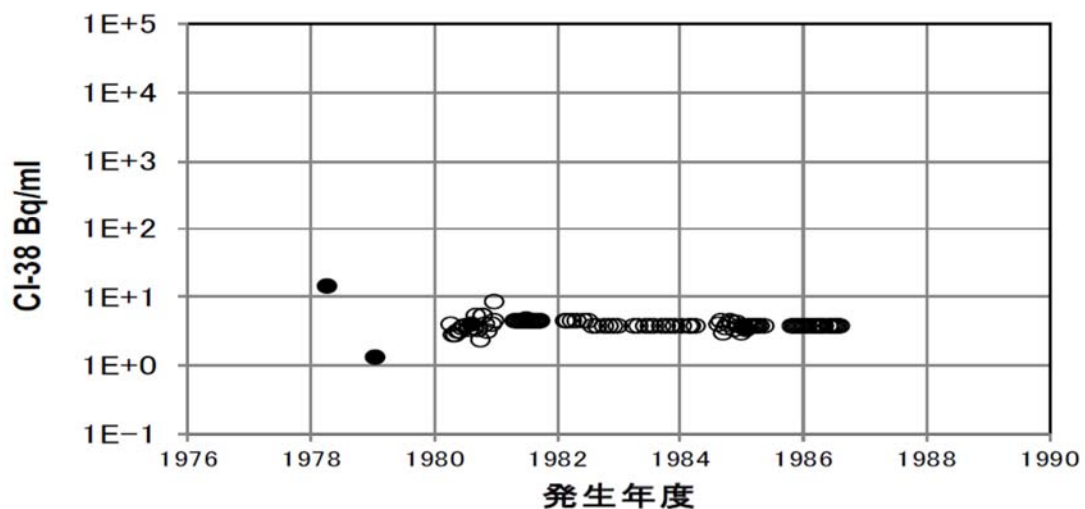


第 4 図 BWR における C1-36 分析データの経年変化



第 5 図 GCR における C1-36 分析データの経年変化

経年変化図 CI-38(東海第二) 運開～



○は、ND値

第 6 図 東海第 2 原子力発電所における C1-38 分析データの経年変化

3. まとめ

「1. 統計的なデータ数の充足性」及び「2. 分析データの変動要因」における確認結果は以下のとおりである。

- ・許容誤差を 0.5～1 とする場合には、分析データ数が、PWR 及び BWR においては 30 点以上あれば充足性がある。
- ・C1-36 の総放射能量の設定に当たっては、データの変動を保守的に考慮して、母平均の 95%信頼区間上限に対して 10 倍(1号 7, 8 群における一部の充填固化体に対

しては 5 倍)の裕度を見込んでいることから、統計学的にはデータ数が 30 点以上であれば、総放射エネルギーは保守側に評価されている。

- ・分析データをプラント分類すると対数正規性を示すことから、偶然誤差によるランダムなばらつきを考慮した統計的な手法を適用することが適切である。
- ・分析データに経年変化は認められない。

以上より、廃液蒸発装置における濃縮倍率、廃液の発生量及び樹脂の交換頻度に関する変動要因を考慮して、分析データの許容範囲を母平均の 95%信頼区間上限の 10 倍とすると、必要な分析データ数を 30 点以上とすることは妥当である。

以 上

資料 10 1号、2号及び3号廃棄物埋設施設の C1-36 を考慮した線量評価結果について

1. はじめに

設定した C1-36 の放射エネルギーを基に、「第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(以下「許可基準規則」という。)及び「第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(以下「許可基準規則解釈」という)の要求事項に従って 1号、2号及び3号廃棄物埋設施設の C1-36 を考慮した公衆の受ける線量を評価する。

2. 許可基準規則の要求事項

「許可基準規則」及び「許可基準規則解釈」の要求事項を第 1 表に示す。「許可基準規則」では、埋設した放射性廃棄物に起因して発生すると想定される放射性物質の環境に及ぼす影響、すなわち公衆の受ける線量の評価に関し、その評価の方法や線量基準が変更になっているものの、埋設する廃棄物の性状及び廃棄物埋設施設(以下「本施設」という。)に期待する漏出防止、遮蔽、移行抑制の各機能に変更はないため、放射性物質の生活環境への移行挙動、生活環境での公衆の被ばく形態やその影響は大きく変わらない。

第 1 表 許可基準規則及び許可基準規則解釈の要求事項(要約)

- | |
|--|
| <p>(1) 廃止措置の開始前の平常時の評価</p> <ul style="list-style-type: none">・ 廃棄物埋設地の外への放射性物質の漏出を防止する機能を有するものであること。(廃止措置の開始前の平常時に公衆の受ける線量が、ALARA の考え方の下、実効線量で $50 \mu \text{Sv/y}$ 以下) <p>(2) 廃止措置の開始前の異常時の評価</p> <ul style="list-style-type: none">・ 異常が発生した場合においても事業所周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。(発生事故・異常につき 5mSv 以下) <p>(3) 廃止措置の開始後における安全評価</p> <ul style="list-style-type: none">・ 廃棄物埋設地の保全に関する措置を必要としない状態に移行する見通しがあるものであること。(廃止措置の開始後の線量が線量基準を満たすこと。線量基準は、$10 \mu \text{Sv/y}$[確からしい自然事象シナリオ]、$300 \mu \text{Sv/y}$[厳しい自然事象シナリオ]、1mSv/y[人為事象シナリオ]) |
|--|

3. 放射エネルギーの設定

線量評価に用いる 1号、2号及び3号廃棄物埋設施設における廃棄体に含まれる主要な放射性物質及び C1-36 の放射エネルギーを第 2 表に示す。

なお、3号廃棄物埋設施設については、2号廃棄物埋設施設よりも C1-36 の放射エネルギー

は十分に小さく、主要な放射性物質とはならないことから、C1-36 の放射エネルギーは設定していない。

第 2 表 線量評価に用いる放射エネルギー

主要な放射性物質	放射エネルギー (Bq)					
	1号廃棄物埋設施設				2号廃棄物埋設施設	3号廃棄物埋設施設
	1群から6群	7,8群	8群			
		充填固化体	均質・均一固化体	セメント破砕物充填固化体		
H-3	9.2×10^{13}	1.5×10^{12}	3.1×10^{12}	3.1×10^{12}	1.2×10^{14}	1.5×10^{13}
C-14	2.5×10^{12}	1.9×10^{11}	8.4×10^{10}	8.4×10^{10}	3.3×10^{12}	2.0×10^{12}
C1-36	2.8×10^{10}	2.3×10^5	9.2×10^8	9.2×10^8	8.0×10^8	— *1
Co-60	8.3×10^{14}	1.5×10^{13}	2.8×10^{13}	2.8×10^{13}	1.1×10^{15}	1.5×10^{14}
Ni-59	2.6×10^{12}	4.9×10^9	8.7×10^{10}	8.7×10^{10}	3.4×10^{12}	5.0×10^{10}
Ni-63	3.3×10^{14}	5.4×10^{11}	1.1×10^{13}	1.1×10^{13}	4.4×10^{14}	5.5×10^{12}
Sr-90	5.0×10^{12}	6.5×10^{10}	1.7×10^{11}	1.7×10^{11}	6.6×10^{12}	6.7×10^{11}
Nb-94	2.5×10^{10}	7.9×10^8	8.3×10^8	8.3×10^8	3.3×10^{10}	8.1×10^9
Tc-99	5.6×10^9	7.2×10^6	1.9×10^8	1.9×10^8	7.4×10^9	7.4×10^7
I-129	8.3×10^7	8.1×10^5	2.8×10^6	2.8×10^6	1.1×10^8	8.3×10^6
Cs-137	3.1×10^{13}	7.1×10^{10}	1.0×10^{12}	1.0×10^{12}	4.0×10^{13}	7.3×10^{11}
U-234	1.7×10^8	2.3×10^7	5.7×10^6	5.7×10^6	2.3×10^8	2.3×10^8
U-235	5.6×10^6	7.6×10^5	1.9×10^5	1.9×10^5	7.6×10^6	7.6×10^6
Np-237	6.0×10^7	8.1×10^6	2.0×10^6	2.0×10^6	8.1×10^7	8.1×10^7
Pu-238	6.6×10^{10}	9.0×10^9	2.3×10^9	2.3×10^9	9.0×10^{10}	9.0×10^{10}
Pu-239	2.9×10^{10}	3.9×10^9	9.9×10^8	9.9×10^8	3.9×10^{10}	3.9×10^{10}
Pu-240	2.6×10^{10}	3.5×10^9	8.7×10^8	8.7×10^8	3.5×10^{10}	3.5×10^{10}
Am-241	2.4×10^{11}	3.2×10^{10}	8.1×10^9	8.1×10^9	3.2×10^{11}	3.2×10^{11}

*1 : 3号廃棄物埋設施設において、2号廃棄物埋設施設よりも C1-36 の放射エネルギーは十分に小さく、主要な放射性物質とならないことから、放射エネルギーを設定していない。

4. 評価結果

(1) 廃止措置の開始前の平常時の評価

本施設から放出又は漏出した放射性物質が生活環境へ到達し、公衆の被ばくが生じることを想定した被ばく経路を設定し、公衆の受ける線量を評価する。

(i) 線量評価シナリオ

廃止措置の開始までの平常時において想定される公衆に対する線量評価シナリオは、換気空調設備からの気体廃棄物の放出、排水口からの液体廃棄物の放出、廃棄物埋設地からの放射性物質の漏出並びに本施設に一時貯蔵及び埋設する廃棄体中に含まれる放射性物質からの放射線の放出に起因するものがある。

また、廃棄物埋設地から漏出する放射性物質は、地下水により廃棄物埋設地の下流にある沢に流出し、汽水性の尾駁沼に流入する。

したがって、上記の起因ごとに線量の評価対象とする代表的な線量評価シナリオを以下のとおり設定する。(線量評価シナリオの設定方法の詳細については、「第八条 遮蔽等」、「第十条 廃棄物埋設地のうち第一号及び第三号」及び「第十三条 廃棄施設」を参照。)

- a. 換気空調設備から放出する気体廃棄物中の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
- b. 液体廃棄物中の放射性物質が移行する尾駁沼の水産物摂取による内部被ばく
- c. 地下水中の放射性物質が移行する尾駁沼の水産物摂取による内部被ばく
- d. 本施設に一時貯蔵及び埋設する廃棄体中に含まれる放射性物質からの外部被ばく

(ii) 線量評価モデル

線量評価モデルは「廃棄物埋設事業変更許可申請書」(平成10年10月8日付け、10安(廃規)第49号をもって事業変更許可)と同様であり変更はない。

(iii) 線量評価パラメータ

線量の計算に用いる放射線源となる放射性物質は、気体・液体廃棄物処理量の増加分を考慮し、廃棄物埋設地の評価ポイントからの距離や地下水流動状況等を反映して評価パラメータを設定する。

また、放射性物質の半減期、線量換算係数等はC1-36も含め最新の知見を反映する。C1-36に係わる線量評価パラメータを第3表に示す。

第3表 C1-36に係る線量評価パラメータ

評価パラメータ		設定値	備考	
半減期 (y)		3.01×10^5	参考文献(1)	
吸入摂取による実効線量換算係数 (Sv/Bq)		7.3×10^{-9}	参考文献(2)	
経口摂取による実効線量換算係数 (Sv/Bq)		9.3×10^{-10}	参考文献(2)	
外部放射線に係る実効線量換算係数*1 (Sv/h)/(Bq/kg)		1.3×10^{-13}	—	
水産物への濃縮係数 (m ³ /kg)	魚類	1.0×10^0	参考文献(3)	
	無脊椎動物	1.6×10^{-1}	参考文献(4)	
農産物への移行係数 ((Bq/kg-wet 農産物) / (Bq/kg-dry 土壌))	米	5.0×10^0	参考文献(5)	
	米以外	3.1×10^1	参考文献(4)	
分配係数 (m ³ /kg)	セメント系材料	廃棄体	5.0×10^{-4}	2号のみ。 1号は0。 確からしい自然事象シナリオと厳しい自然事象シナリオで共通。
		充填モルタル	5.0×10^{-4}	
		コンクリート	8.0×10^{-4}	
	難透水性覆土	0	1,2号共通。	
	上部覆土	0	確からしい自然事象シナリオと厳しい自然事象シナリオで共通。	
	岩盤(鷹架層)	0		
	灌漑土壌	1.5×10^{-3}		
	廃棄物埋設地の土壌	0		

*1: 外部放射線に係る線量換算係数については、点減衰核積分コード(QAD)⁽⁶⁾を用いて計算した。計算モデルは、地表からの被ばくを近似するため、直径200m、厚さ2mの円板状線源を想定し、その中央表面から距離1mの地点を評価点とした。地表の組成はJAERI-M6928⁽⁷⁾の普通コンクリートを用いた。なお、外部放射線に係る線量換算係数では、短半減期の子孫核種の影響を考慮している。

(iv) 線量評価結果

上記を踏まえて評価を行った結果、公衆の線量の評価値は第4表に示すとおりであり、C1-36の線量寄与を考慮しても線量目標である $50 \mu\text{Sv/y}$ を十分に下回っている。

よって、本施設は公衆に対して合理的に達成できる限り十分に低い線量となる施設の設計となっている。

なお、第4表に示すとおり、C1-36放射エネルギーに変動が生じたとしても、線量は線量基準に対して十分に低く、安全性への影響は小さい。

第 4 表 廃止措置の開始前の平常時の評価結果

線量評価シナリオ	種類	線量 (μ Sv/y)			評価結果の重畳
		1号	2号	3号*1	
換気空調設備から放出する気体廃棄物中の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく	—	—*2	—*2	—*2	約 3.5×10^{-6} (約 1.4×10^{-10} 、 寄与率 約 0.004%)
液体廃棄物中の放射性物質が移行する尾駁沼の水産物摂取による内部被ばく	—	—*2	—*2	—*2	約 1.7×10^{-2} (約 1.5×10^{-7} 、 寄与率 約 0.001%)
地下水中の放射性物質が移行する尾駁沼の水産物摂取による内部被ばく	線量の最大値*3	約 1.9 (約 9.9×10^{-2} 、 寄与率 約 5.21%)	約 1.3 (約 9.2×10^{-4} 、 寄与率 約 0.071%)	約 0.59 (—)	約 3.8 (約 1.0×10^{-1} 、 寄与率 約 2.63%)
	最重要核種の線量の最大値*4	約 1.8 (約 1.0×10^{-1} 、 相対重要度 約 5.41%)	約 1.3 (約 1.3×10^{-3} 、 相対重要度 約 0.095%)	約 0.59 (—)	—
本施設に一時貯蔵及び埋設する廃棄体中に含まれる放射性物質からの外部被ばく	—	—*2	—*2	—*2	約 23 (—*5)

*1：3号廃棄物埋設施設については、2号廃棄物埋設施設よりも埋設する廃棄体中の C1-36 放射エネルギーが小さいため、他の放射性物質に比べて線量寄与が十分に小さく、主要な放射性物質として選定していない。

*2：管理建屋の寄与が含まれることから、廃棄物埋設施設ごとではなく、廃棄物埋設施設間の重畳を考慮した合計線量として評価する。

*3：括弧内の数値は当該線量評価シナリオの線量が最大となる時期の C1-36 の線量。なお、寄与率は、当該線量評価シナリオの線量に対する C1-36 の線量の占める割合を示す。

*4：括弧内の数値は当該線量評価シナリオにおける C1-36 の線量値の最大値を示す。なお、相対重要度は、当該線量評価シナリオにおいて最重要核種の線量の最大値と比較した場合の C1-36 の相対重要度を示す。

*5：C1-36 はベータ線のみを放出し、ガンマ線を放出しない放射性物質であり、本シナリオの評価結果への影響はない。

(2) 廃止措置の開始前の異常時の評価

「許可基準規則」では異常時の放射線障害の防止として、事故・異常時における公衆の受ける線量が、発生した事故・異常につき 5mSv 以下であることが要求されている。事故・異常の発生の可能性を検討し、評価する。

(i) 機器等の破損、運転員の誤操作等

本施設はインターロックの設置等により、廃棄体の落下を防止する設計としているが、誤操作や機器の故障により想定される事象について、評価を行う。具体的には、埋設クレーンの廃棄体吊具の破損による廃棄体落下、コンクリート仮蓋設置時の誤操作による廃棄体の損傷、液体廃棄物の誤放出について、評価を行う。

(ii) 廃棄物埋設地からの放射性物質の異常な漏出

廃止措置の開始前の平常時の安全評価、廃止措置の開始後に係る安全評価において、埋設設備及び難透水性覆土に対し、技術的な見地から各々の健全性が相当に低下している状況を想定しており、これらの評価に包含される。

(iii) 線量評価結果

上記を踏まえて検討を行った結果、廃止措置の開始前での異常時の評価として選定した事象の公衆の線量の評価値を第 5 表に示す。この評価結果は、C1-36 の線量寄与を考慮しても線量基準である事故・異常につき 5mSv に比べ十分に小さい。

なお、第 5 表に示すとおり、C1-36 放射エネルギーに変動が生じたとしても、線量は線量基準に対して十分に低く、安全性への影響は小さい。

第 5 表 廃止措置の開始前の異常時の評価結果

事象	線量 (mSv/事故)*1		
	1号	2号	3号*2
埋設クレーンの廃棄体吊具の故障	約 5.9×10^{-5} (約 4.7×10^{-10} 、 寄与率 約 0.001%)	約 2.9×10^{-4} (約 1.3×10^{-9} 、 寄与率 約 0.000%)	約 1.7×10^{-4} (-)
埋設クレーンによるコンクリート仮蓋の取付け・取外し時の操作員の誤操作	約 6.4×10^{-5} (約 5.1×10^{-10} 、 寄与率 約 0.001%)	約 3.0×10^{-4} (約 1.3×10^{-9} 、 寄与率 約 0.000%)	約 1.8×10^{-4} (-)

*1: 括弧内の数値は当該事象の線量が最大となる時期の C1-36 の線量。なお、寄与率は、当該線量評価シナリオの線量に対する C1-36 の線量の占める割合を示す。

*2: 3号廃棄物埋設施設については、2号廃棄物埋設施設よりも埋設する廃棄体中の C1-36 放射エネルギーが小さいため、他の放射性物質に比べて線量寄与が十分に小さく、主要な放射性物質として選定していない。

(3) 廃止措置の開始後に係る安全評価

廃棄物埋設地の保全に関する措置を必要としない状態へ移行できる見通しを得るため、廃止措置の開始後において、埋設する廃棄体に起因して発生すると想定される公衆の受ける線量が、それぞれ線量基準を下回ることを評価する。

評価の対象とする期間は、評価する線量の最大値が出現する時期を含む期間とし、主要な放射性物質のうち半減期の長い放射性物質の放射エネルギー及び放射能濃度が十分に小さいことを考慮し、1万年程度までを目安とする。

評価に当たっては、本施設の敷地及びその周辺に係る過去の記録や現地調査等の最新の科学的・技術的知見に基づき、人工バリア及び天然バリアの状態変化、被ばく経路等に影響を与える自然現象及び土地利用による人間活動を考慮し、人工バリア及び天然バリアの機能の状態の変化に関する要素を体系的に収集・分析し、網羅的・包括的に評価すべきシナリオを設定する。

(i) 線量評価シナリオ

線量評価シナリオは、確からしい自然事象シナリオ、厳しい自然事象シナリオ及び人為事象シナリオの3区分に分類して評価を行う。線量評価シナリオの設定に当たっては、人工バリア及び天然バリアの機能並びに被ばく経路等に影響を与える自然現象及び土地利用による人間活動を考慮した上で、「地質環境に係る長期変動事象」、「生活環境」及び「廃棄物埋設地」のそれぞれについて、確からしい状態及び厳し

い状態を設定(以下「状態設定」という。)する。状態設定を行う期間は、主要な放射性物質の半減期、放射エネルギー及び放射能濃度を踏まえ、1,000年程度までの期間とし、以降は1,000年後と同じ状態が継続するものと設定する。

(ii) 線量評価モデル

線量評価モデルは、廃棄物埋設地の状態や現象の特徴を適切に、かつ簡潔に表現でき、線量が保守側になるよう考慮する。

また、廃棄体に含まれる放射性物質は、埋設設備内に浸入した地下水に漏出し、埋設設備内の固相である固型化材、充填モルタル及び埋設設備のセメント系材料と分配平衡の状態にあるものとして評価する。埋設設備内の放射性物質は、材料の透水性と拡散性に依存するため、放射能濃度の分布が均一とはならないが、放射性物質の漏出を評価する上では単純化して均一であるものとして評価する。

(iii) 線量評価パラメータ

放射性物質の生活環境への移行挙動に関しては、確からしい自然事象シナリオでは、補足説明資料1「地質環境に係る長期変動事象」、補足説明資料3「影響事象分析」、補足説明資料4「状態変化の評価(力学的影響)」、補足説明資料5「状態変化の評価(化学的影響)」及び補足説明資料6「透水係数の設定」で設定した確からしい設定、不確かさを考慮する厳しい自然事象シナリオでは厳しい設定に基づいて線量評価パラメータを設定する。また、生活環境における公衆の被ばくに関しては、補足説明資料2「生活環境の状態設定」に基づいて線量評価パラメータを設定する。

確からしい自然事象シナリオと厳しい自然事象シナリオとで異なる設定とする線量評価パラメータは、「埋設設備から上部覆土への流出水量」、「埋設設備から鷹架層への流出水量」、「各核種の分配係数」、「尾駁沼又は河川の交換水量」及び「廃棄物埋設地の土壌の希釈係数」とする。

また、これら以外の各線量評価パラメータにも、様々な不確かさがあると考えられるが、最も可能性が高いと考えられるパラメータの設定が困難なもの、不確かさを踏まえても線量影響が小さいと考えられるものは、各線量評価シナリオで共通の値とし、適切な保守性を考慮した設定とする。C1-36に関するパラメータは第3表の値を用いて評価する。

(iv) 線量評価結果

上記を踏まえて評価を行った結果、各シナリオで最大となる公衆の線量は第6表に示すとおりであり、C1-36の線量寄与を考慮してもそれぞれ線量基準(確からしい自然事象シナリオ: $10 \mu\text{Sv/y}$ 、厳しい自然事象シナリオ: $300 \mu\text{Sv/y}$ 、人為事象シナリオ: 1mSv/y)を十分に下回っている。また、確からしい自然事象シナリオ及び厳しい自然事象シナリオにおける本施設の線量評価結果の重畳を考慮しても、それぞれの線量の合計は線量基準を下回っている。

よって、廃止措置の開始後(覆土完了から 300 年後)における埋設した廃棄体に起因して発生すると想定される放射性物質の環境への影響が基準を満たす設計となっており、覆土完了後 300 年で、廃棄物埋設地の保全に関する措置を必要としない状態に移行できる見通しである。

なお、第 6 表に示すとおり、C1-36 放射エネルギーに変動が生じたとしても、線量は線量基準に対して十分に低く、安全性への影響は小さい。

第 6 表 廃止措置の開始後における各シナリオの線量評価結果及び C1-36 の寄与

線量評価シナリオ	種類	線量 ($\mu\text{Sv/y}$)			各廃棄物埋設地の寄与を考慮した最大線量
		1号	2号	3号*1	
確からしい自然事象シナリオ	線量の最大値*2	約 1.9×10^{-1} (約 9.0×10^{-4} 、 寄与率 約 0.476%)	約 1.8×10^{-1} (約 3.4×10^{-4} 、 寄与率 約 0.193%)	約 8.7×10^{-2} (-)	約 0.47 (約 1.3×10^{-3} 、 寄与率 約 0.264%)
	最重要核種の線量の最大値*3	約 1.9×10^{-1} (約 9.0×10^{-4} 、 相対重要度 約 0.476%)	約 0.18 (約 9.2×10^{-4} 、 相対重要度 約 0.536%)	約 8.5×10^{-2} (-)	-
厳しい自然事象シナリオ	線量の最大値*2	約 3.3×10^0 (約 2.5×10^{-4} 、 寄与率 約 0.008%)	約 4.0×10^0 (約 1.7×10^{-3} 、 寄与率 約 0.042%)	約 3.7×10^0 (-)	約 12 (約 2.0×10^{-3} 、 寄与率 約 0.016%)
	最重要核種の線量の最大値*3	約 3.3×10^0 (約 2.5×10^{-4} 、 相対重要度 約 0.008%)	約 4.0 (約 3.6×10^{-4} 、 相対重要度 約 0.009%)	約 3.7×10^0 (-)	-
人為事象シナリオ	線量の最大値*2	約 7.9 (約 1.8×10^{-4} 、 寄与率 約 0.002%)	約 7.7 (約 3.8×10^{-6} 、 寄与率 約 0.000%)	約 2.5 (-)	-
	最重要核種の線量の最大値*3	約 5.6 (約 1.9×10^{-4} 、 相対重要度 約 0.003%)	約 5.5 (約 4.1×10^{-6} 、 相対重要度 約 0.000%)	約 1.9 (-)	-

*1: 3号廃棄物埋設施設については、2号廃棄物埋設施設よりも埋設する廃棄体中の C1-36 放射エネルギーが小さいため、他の放射性物質に比べて C1-36 の線量が十分に小さく、主要な放射性物質として選定していない。

*2: 括弧内の数値は当該線量評価シナリオの線量が最大となる時期の C1-36 の線量を示す。なお、寄与率は、当該線量評価シナリオの線量に対する C1-36 の線量の占める割合を示す。

*3: 括弧内の数値は当該線量評価シナリオにおける C1-36 の線量値の最大値を示す。なお、相対重要度は、当該線量評価シナリオにおいて最重要核種の線量の最大値と比較した場合の C1-36 の相対重要度を示す。

5. まとめ

(1) 1号廃棄物埋設施設

- ・廃止措置の開始前の平常時の評価及び事故時の評価において、C1-36の線量寄与は小さく、C1-36の線量寄与を考慮しても、それぞれ「許可基準規則解釈」に示されている基準線量を下回ることを確認した。
- ・廃止措置の開始後の評価については、線量が最大となる時期の相違によりC1-36の合計線量に対するC1-36の線量寄与は十分小さく、確からしい自然事象シナリオは最大で約 $0.19 \mu\text{Sv/y}$ 、厳しい自然事象シナリオは最大で約 $3.3 \mu\text{Sv/y}$ 、人為事象シナリオは最大で約 $7.9 \times 10^{-3} \text{mSv/y}$ であり、C1-36の線量寄与を考慮しても、それぞれ「許可基準規則解釈」に示されている基準線量を下回ることを確認した。
- ・一方で、廃止措置の開始前の評価のうち、地下水中の放射性物質が移行する尾駈沼の水産物摂取においてC1-36の線量寄与及び相対重要度が1%以上となったことから、C1-36を主要な放射性物質として選定する。

(2) 2号廃棄物埋設施設

- ・廃止措置の開始前の平常時の評価及び事故時の評価において、C1-36の線量寄与は小さく、C1-36の線量寄与を考慮しても、それぞれ「許可基準規則解釈」に示されている基準線量を下回ることを確認した。
- ・廃止措置の開始後の評価については、線量が最大となる時期の相違によりC1-36の合計線量に対するC1-36の線量寄与は十分小さく、確からしい自然事象シナリオは最大で約 $0.18 \mu\text{Sv/y}$ 、厳しい自然事象シナリオは最大で約 $4.0 \mu\text{Sv/y}$ 、人為事象シナリオは最大で約 $7.7 \times 10^{-3} \text{mSv/y}$ であり、C1-36の線量寄与を考慮しても、それぞれ「許可基準規則解釈」に示されている基準線量を下回ることを確認した。
- ・いずれの線量評価シナリオにおいてもC1-36の線量寄与及び相対重要度は1%未満となったことから、C1-36を主要な放射性物質として選定しない。

(3) 3号廃棄物埋設施設

- ・C1-36の放射エネルギーは十分に小さく、主要な放射性物質にならないことから、廃止措置の開始前の平常時の評価及び事故時の評価、廃止措置の開始後の評価において、C1-36は線量評価の対象としていない。
- ・廃止措置の開始後の評価については、3号廃棄物埋設施設の確からしい自然事象シナリオは最大で約 $8.7 \times 10^{-2} \mu\text{Sv/y}$ 、厳しい自然事象シナリオは最大で約 $3.7 \mu\text{Sv/y}$ 、人為事象シナリオは最大で約 $2.5 \times 10^{-3} \text{mSv/y}$ であり、1号廃棄物埋設施設及び2号廃棄物埋設施設の線量寄与を考慮しても、それぞれ「許可基準規則解釈」に示されている基準線量を下回ることを確認した。

6. 参考文献

- (1) International Commission on Radiological Protection(2008): Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations, ICRP Publication 107
- (2) International Commission on Radiological Protection(1996): Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients, ICRP Publication 72
- (3) International Atomic Energy Agency(2001): Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment, Safety Reports Series No.19
- (4) International Atomic Energy Agency(2010): Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Terrestrial and Freshwater Environments, Technical Reports Series No.472
- (5) International Atomic Energy Agency(2005): Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Reports Series No.44
- (6) Yukio SAKAMOTO and Shun-ichi TANAKA(1990): QAD-CGGP2 AND G33-GP2: REVISED VERSIONS OF QAD-CGGP AND G33-GP (CODES WITH THE CONVERSION FACTORS FROM EXPOSURE TO AMBIENT AND MAXIMUM DOSE EQUIVALENTS), JAERI-M 90-110
- (7) 小山謹二、奥村芳弘、古田公人、宮坂駿一(1977): 遮蔽材料の群定数; 中性子 100 群・ガンマ線 20 群・P5 近似、JAERI-M-6928

以 上

資料 11 各廃棄物埋設地における埋設実績を考慮した現実的な放射エネルギー設定をした場合の C1-36 の線量寄与及び相対重要度について

1. はじめに

本資料は、各廃棄物埋設地における埋設実績を考慮した現実的な放射エネルギーの設定、並びに現実的な放射エネルギーを用いた場合の各廃棄物埋設地における線量評価結果及びそれに対する C1-36 の線量寄与及び相対重要度を取りまとめたものである。

2. 現実的な放射エネルギーの設定

線量評価に用いる C1-36 の放射エネルギーは、2016 年 3 月末までの 1 号及び 2 号廃棄物埋設地の埋設実績に基づいて放射エネルギーを積算し、その積算値に対して今後の放射エネルギーの変動に対する裕度を考慮した設定としている。具体的には、既に埋設済みの埋設設備も含め、1 号廃棄物埋設地に埋設する均質・均一固化体は積算値の 10 倍、充填固化体は 5 倍（重量が 2 号及び 3 号廃棄物埋設施設の半分であることを考慮）した値を、2 号廃棄物埋設地に埋設する充填固化体は 10 倍した値を用いている。

よって、現状の C1-36 の放射エネルギーは、今後埋設する埋設設備に加え、既に埋設済みの埋設設備についても裕度を考慮した設定としており、十分な保守性を有した値となっている。これを踏まえ、既に大部分が埋設済みである 1 号埋設設備の 1 群から 6 群については、前述の裕度を考慮せず、C1-36 の放射エネルギーとして埋設実績に基づく放射エネルギーの積算値を用いる。また、C1-36 の放射エネルギーの裕度を考慮しないことに伴い、C1-36 の線量寄与及び相対重要度を過小評価することを防ぐため、C1-36 以外の放射エネルギーを埋設実績に基づき設定する。さらに、今後埋設を行う 1 号埋設設備の 7 群及び 8 群のうち均質・均一固化体については、C1-36 を多く含む GCR 廃棄体を埋設しないことを考慮し、C1-36 の放射エネルギーの裕度を 5 倍で設定する。

前述のとおり設定した現実的な放射エネルギーに基づき、1 号廃棄物埋設地における線量の評価を行う。第 1 表に 1 号廃棄物埋設地における線量の評価に用いる放射性物質の組成及び総放射エネルギーを示す。また、参考として、第 2 表に現状の線量の評価に用いる放射性物質の組成及び総放射エネルギーを示す。

また、2 号廃棄物埋設地については、埋設実績を踏まえた現実的な放射エネルギーの設定は可能であるものの、現状の放射エネルギーを用いた場合でも C1-36 の線量寄与は 1%未満である（資料 10 参照）。よって、2 号廃棄物埋設地については、現実的な放射エネルギーに基づく線量の評価は行わない。

なお、3 号廃棄物埋設地について、C1-36 の相対重要度は 1%未満であるが、C1-36 の線量寄与を評価するため、本評価では C1-36 の放射エネルギーを主要な放射性物質の選定に用いた放射エネルギーの 10 倍の値 ($4.8 \times 10^6 \text{Bq}$) に設定し、線量の評価を行う。

第1表 線量の評価に用いる廃棄体中の放射性物質の組成及び総放射エネルギー(現実的設定)*2

放射性物質の種類		1号廃棄物埋設地 総放射エネルギー(Bq)			
		1群から6群	7,8群	8群	
			充填固化体	均質・均一 固化体	セメント破砕物 充填固化体
H-3	2.7×10^{12}	1.5×10^{12}	3.1×10^{12}	3.1×10^{12}	
C-14	2.5×10^{12}	1.9×10^{11}	8.4×10^{10}	8.4×10^{10}	
Cl-36	2.8×10^9	2.3×10^5	4.6×10^8	4.6×10^8	
Co-60	2.4×10^{13}	1.5×10^{13}	2.8×10^{13}	2.8×10^{13}	
Ni-59	2.5×10^{11}	4.9×10^9	8.7×10^{10}	8.7×10^{10}	
Ni-63	2.7×10^{13}	5.4×10^{11}	1.1×10^{13}	1.1×10^{13}	
Sr-90	7.0×10^{11}	6.5×10^{10}	1.7×10^{11}	1.7×10^{11}	
Nb-94	7.7×10^9	7.9×10^8	8.3×10^8	8.3×10^8	
Tc-99	1.2×10^9	7.2×10^6	1.9×10^8	1.9×10^8	
I-129	9.5×10^6	8.1×10^5	2.8×10^6	2.8×10^6	
Cs-137	1.4×10^{13}	7.1×10^{10}	1.0×10^{12}	1.0×10^{12}	
全 α *1	U-234	1.3×10^8	2.3×10^7	5.7×10^6	5.7×10^6
	U-235	4.3×10^6	7.6×10^5	1.9×10^5	1.9×10^5
	Np-237	4.6×10^7	8.1×10^6	2.0×10^6	2.0×10^6
	Pu-238	5.1×10^{10}	9.0×10^9	2.3×10^9	2.3×10^9
	Pu-239	2.2×10^{10}	3.9×10^9	9.9×10^8	9.9×10^8
	Pu-240	2.0×10^{10}	3.5×10^9	8.7×10^8	8.7×10^8
	Am-241	1.8×10^{11}	3.2×10^{10}	8.1×10^9	8.1×10^9

*1: 各 α 核種の全 α に占める放射エネルギーの割合の経年変化を、炉型、燃焼度ごとに算定し、その最大値を考慮して、線量の計算に用いる総放射エネルギーを設定する。

*2: 赤枠は放射エネルギーの変更箇所を示す。

第2表 線量の評価に用いる廃棄体中の放射性物質の組成及び総放射エネルギー(現状)

放射性物質の種類		1号廃棄物埋設地 総放射エネルギー(Bq)			
		1群から6群	7,8群	8群	
			充填固化体	均質・均一 固化体	セメント破砕物 充填固化体
H-3		9.2×10^{13}	1.5×10^{12}	3.1×10^{12}	3.1×10^{12}
C-14		2.5×10^{12}	1.9×10^{11}	8.4×10^{10}	8.4×10^{10}
Cl-36		2.8×10^{10}	2.3×10^5	9.2×10^8	9.2×10^8
Co-60		8.3×10^{14}	1.5×10^{13}	2.8×10^{13}	2.8×10^{13}
Ni-59		2.6×10^{12}	4.9×10^9	8.7×10^{10}	8.7×10^{10}
Ni-63		3.3×10^{14}	5.4×10^{11}	1.1×10^{13}	1.1×10^{13}
Sr-90		5.0×10^{12}	6.5×10^{10}	1.7×10^{11}	1.7×10^{11}
Nb-94		2.5×10^{10}	7.9×10^8	8.3×10^8	8.3×10^8
Tc-99		5.6×10^9	7.2×10^6	1.9×10^8	1.9×10^8
I-129		8.3×10^7	8.1×10^5	2.8×10^6	2.8×10^6
Cs-137		3.1×10^{13}	7.1×10^{10}	1.0×10^{12}	1.0×10^{12}
全 α *1	U-234	1.7×10^8	2.3×10^7	5.7×10^6	5.7×10^6
	U-235	5.6×10^6	7.6×10^5	1.9×10^5	1.9×10^5
	Np-237	6.0×10^7	8.1×10^6	2.0×10^6	2.0×10^6
	Pu-238	6.6×10^{10}	9.0×10^9	2.3×10^9	2.3×10^9
	Pu-239	2.9×10^{10}	3.9×10^9	9.9×10^8	9.9×10^8
	Pu-240	2.6×10^{10}	3.5×10^9	8.7×10^8	8.7×10^8
	Am-241	2.4×10^{11}	3.2×10^{10}	8.1×10^9	8.1×10^9

*1: 各 α 核種の全 α に占める放射エネルギーの割合の経年変化を、炉型、燃焼度ごとに算定し、その最大値を考慮して、線量の計算に用いる総放射エネルギーを設定する。

3. 評価結果

(1) 廃止措置の開始前の平常時の評価

本施設から放出又は漏出した放射性物質が生活環境へ到達して、公衆の被ばくが生じることを想定した被ばく経路を設定し、公衆の受ける線量を評価する。第3表に廃止措置の開始前の平常時の線量評価結果を示す。

ただし、「換気空調設備から放出する気体廃棄物中の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく」、「液体廃棄物中の放射性物質が移行する尾駁沼の水産物摂取による内部被ばく」及び「本施設に一時貯蔵及び埋設する廃棄体中に含まれる放射性物質からの外部被ばく」については、放射エネルギーの変更前でも C1-36 の寄与が極めて小さい(約 0.004%以下)又は C1-36 の寄与がないこと、また、放射エネルギーを現実的に設定することにより放射エネルギーは小さくなることから評価しない(資料 10 参照)。

第3表 廃止措置の開始前の平常時の線量評価結果

線量評価シナリオ	種類	線量 ($\mu\text{Sv/y}$)			評価結果の重量
		1号	2号	3号*3	
地下水中の放射性物質が移行する尾駁沼の水産物摂取による内部被ばく	線量の最大値*1	約 1.8 (約 2.3×10^{-3} 、 寄与率 約 0.128%)	約 1.3 (約 9.2×10^{-4} 、 寄与率 約 0.071%)	約 0.59 (約 6.3×10^{-6} 、 寄与率 約 0.001%)	約 3.7 (約 3.2×10^{-3} 、 寄与率 約 0.086%)
	最重要核種の線量の最大値*2	約 1.8 (約 1.1×10^{-2} 、 相対重要度 約 0.583%)	約 1.3 (約 1.3×10^{-3} 、 相対重要度 約 0.095%)	約 0.59 (約 6.6×10^{-6} 、 相対重要度 約 0.001%)	—

*1: 括弧内の数値は当該線量評価シナリオの線量が最大となる時期の C1-36 の線量を示す。なお、寄与率は、当該線量評価シナリオの線量に対する C1-36 の線量の占める割合を示す。

*2: 括弧内の数値は当該線量評価シナリオにおける C1-36 の線量値の最大値を示す。なお、相対重要度は、当該線量評価シナリオにおいて最重要核種の線量の最大値と比較した場合の C1-36 の相対重要度を示す。

*3: 3号廃棄物埋設施設については、本申請において主要な放射性物質として選定されなかったため、申請放射エネルギーとして記載していない。ただし、本評価においては主要な放射性物質の選定に用いた C1-36 の放射エネルギーの 10 倍の値 ($4.8 \times 10^6\text{Bq}$) を用いて線量評価を行った。

(2) 廃止措置の開始前の異常時の評価

「許可基準規則」では異常時の放射線障害の防止として、事故・異常時における公衆の受ける線量が、発生した事故・異常につき 5mSv 以下であることが要求されてい

る。

しかし、異常時の評価については、放射エネルギーの変更前でも C1-36 の寄与が極めて小さい(約 0.001%以下)こと、また、放射エネルギーを現実的に設定することにより放射エネルギーは小さくなることから評価しない。

(3) 廃止措置の開始後に係る安全評価

廃止措置の開始後において、埋設する廃棄体に起因して発生すると想定される公衆の受ける線量を評価する。第 4 表に廃止措置の開始後における各シナリオの線量評価結果を示す。

第4表 廃止措置の開始後における各シナリオの線量評価結果及びC1-36の寄与

線量評価シナリオ	種類	線量 ($\mu\text{Sv/y}$)			各廃棄物埋設地の寄与を考慮した最大線量
		1号	2号	3号*3	
確からしい自然事象シナリオ	線量の最大値*1	約 0.19 (約 9.7×10^{-5} 、 寄与率 約 0.052%)	約 0.18 (約 3.4×10^{-4} 、 寄与率 約 0.193%)	約 8.7×10^{-2} (約 3.0×10^{-6} 、 寄与率 約 0.003%)	約 0.47 (約 4.4×10^{-4} 、 寄与率 約 0.094%)
	最重要核種の線量の最大値*2	約 0.19 (約 9.7×10^{-5} 、 相対重要度 約 0.052%)	約 0.18 (約 9.2×10^{-4} 、 相対重要度 約 0.536%)	約 8.5×10^{-2} (約 7.4×10^{-6} 、 相対重要度 約 0.009%)	—
厳しい自然事象シナリオ	線量の最大値*1	約 3.2 (約 2.6×10^{-5} 、 寄与率 約 0.001%)	約 4.0 (約 1.7×10^{-3} 、 寄与率 約 0.042%)	約 3.7 (約 1.8×10^{-6} 、 寄与率 約 0.000%)	約 12 (約 1.8×10^{-3} 、 寄与率 約 0.015%)
	最重要核種の線量の最大値*2	約 3.2 (約 2.6×10^{-5} 、 相対重要度 約 0.001%)	約 4.0 (約 3.6×10^{-4} 、 相対重要度 約 0.009%)	約 3.7 (約 1.3×10^{-5} 、 相対重要度 約 0.000%)	—
人為事象シナリオ	線量の最大値*1	約 2.8 (約 1.8×10^{-5} 、 寄与率 約 0.000%)	約 7.7 (約 3.8×10^{-6} 、 寄与率 約 0.000%)	約 2.5 (約 1.3×10^{-8} 、 寄与率 約 0.000%)	—
	最重要核種の線量の最大値*2	約 1.7 (約 1.9×10^{-5} 、 相対重要度 約 0.001%)	約 5.5 (約 4.1×10^{-6} 、 相対重要度 約 0.000%)	約 1.9 (約 3.3×10^{-8} 、 相対重要度 約 0.000%)	—

*1: 括弧内の数値は当該線量評価シナリオの線量が最大となる時期のC1-36の線量を示す。なお、寄与率は、当該線量評価シナリオの線量に対するC1-36の線量の占める割合を示す。

*2: 括弧内の数値は当該線量評価シナリオにおけるC1-36の線量値の最大値を示す。なお、相対重要度は、当該線量評価シナリオにおいて最重要核種の線量の最大値と比較した場合のC1-36の相対重要度を示す。

*3: 3号廃棄物埋設施設については、本申請において主要な放射性物質として選定されなかったため、申請放射エネルギーとして記載されていない。ただし、本評価においては主要な放射性物質の選定に用いたC1-36の放射エネルギーの10倍の値($4.8 \times 10^6\text{Bq}$)を用いて線量評価を行った。

4. まとめ

1号廃棄物埋設地について、C1-36の放射エネルギーを現実的な裕度設定の考え方で設定し、線量評価を行った。1号廃棄物埋設地については、放射エネルギーを現実的に設定することで、C1-36の線量寄与及び相対重要度は1%未満となることを確認した。

また、2号廃棄物埋設地については、C1-36の放射エネルギーの裕度設定を見直さなくとも、C1-36の線量寄与及び相対重要度が1%未満となることを確認した。

なお、3号廃棄物埋設地について、C1-36の放射エネルギーを主要な放射性物質の選定に用いた放射エネルギーの10倍の値に設定し、線量評価を行った。この場合においても、C1-36の線量寄与及び相対重要度が1%未満となる。

以 上

資料 12 C1-36 の最大放射能濃度及び総放射エネルギーの管理について

1. はじめに

廃棄物埋設施設に埋設する廃棄体は、各原子力発電所において、当社の保安規定に定める廃棄物受入基準(以下「WAC」という。)を満足するように、適切な品質管理のもと製作されたもの(例えば、充填固化体の場合、固体状廃棄物の分別(必要に応じて処理)を行い、容器に収納後、セメント系材料で固型化を行う。)である。

廃棄体には、WAC 制定前の法令等に定める技術基準等に基づき製作したものも存在することから、当社は廃棄体を受入れる際に、WAC を満足していることを記録等により確認している(第 1 図参照)。

WAC は、核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則(以下「事業規則」という。)第八条第 2 項に定める廃棄体の技術上の基準を包含するものであり、廃棄体製作に係る固型化材料、容器、固型化方法等の確認項目を含め、「放射性物質の種類ごとの最大放射能濃度」を確認項目としている。また、廃棄物埋設施設の確認においては、事業規則第六条の廃棄物埋設施設等の技術上の基準に関するものとして、「放射性物質の種類ごとの総放射エネルギー」を確認項目としている。

このうち、「放射性物質の種類ごとの最大放射能濃度」及び「放射性物質の種類ごとの総放射エネルギー」については、廃棄物埋設事業変更許可申請書(平成 10 年 10 月 8 日付け、10 安(廃規)第 49 号をもって事業変更許可)(以下「既許可」という。)に記載した主要な放射性物質である 11 核種(H-3、C-14、Co-60、Ni-59、Ni-63、Sr-90、Nb-94、Tc-99、I-129、Cs-137、全 α)を対象として確認を実施しているが、それ以外に C1-36 についても、「日本原燃株式会社六ヶ所低レベル廃棄物埋設センターにおける低レベル放射性廃棄物に係る塩素 36 の線量評価及び今後の対応について(指示)」(以下「指示文書」という。)を踏まえ、これまで自主管理として確認を実施している。

本資料では、事業変更許可申請の内容を踏まえた、今後の C1-36 の最大放射能濃度及び総放射エネルギーの管理について整理する。



第1図 廃棄物確認の実施フロー^{*1}

*1：図中の赤枠は日本原燃の社員を示す。

*2：法令等に基づき「廃棄物確認」と記載しているが、確認対象は全て廃棄体である。

2. 基本的考え方

上述のとおり、申請書に記載する主要な放射性物質については、廃棄物埋設施設の安全性に影響が生じないように、廃棄物埋設施設ごとに以下のとおり最大放射能濃度及び総放射エネルギーの管理を行う。

1号廃棄物埋設施設については、線量評価において C1-36 の相対重要度が 1%以上となり、主要な放射性物質として選定することから、C1-36 についても他の主要な放射性物質(11 核種)と同様に WAC による管理を行う。

2号及び3号廃棄物埋設施設については、C1-36 の相対重要度が 1%未満であり主要な放射性物質とならないことから、従前と同様、主要な放射性物質(11 核種)を確認し管理する。ただし、2号廃棄物埋設施設については、指示文書のご指示を踏まえ、引き続き C1-36 の最大放射能濃度及び総放射エネルギーの自主管理として継続する。また、3号廃棄物埋設施設については、定期的な評価に必要なデータを取得する観点で最大放射能濃度及び総放射エネルギーの自主管理を行う。

3. 管理方法について

(1) 管理値

C1-36 の最大放射能濃度及び総放射エネルギーの管理値は、本申請において線量評価に用いた第 1 表に示す値とする。

なお、指示文書を踏まえて現在実施している自主管理における管理値を第 2 表に示す。第 2 表に示す最大放射能濃度及び総放射エネルギーは第 1 表よりも小さい値で管理しており、自主管理を継続しても第 1 表の値を超えることはないと考えている。この第 2 表に示す廃棄体中の C1-36 放射エネルギーは、指示文書を踏まえて適用している放射能濃度評価方法(「日本原燃(株)六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターにおける低レベル放射性廃棄物の線量評価と今後の対応について」)により評価している。

(2) 管理方法

事業変更許可後は、線量評価結果に影響が生じないように、第 1 表の管理値を超えないよう以下のように管理する。

なお、廃棄体に含まれる C1-36 の放射エネルギーの評価方法については資料 13 に示す。

【最大放射能濃度】

1号廃棄物埋施設については、第1表の管理値により管理を実施することとし、第1表の値はWACに定め、廃棄体の受入れの前に記録により確認を行う。

2号廃棄物埋施設については、第1表の管理値により自主管理を実施することとし、廃棄体の受入れの前に記録により確認を行う。

3号廃棄物埋施設については、第1表の管理値により自主管理を実施することとし、廃棄体の受入れの前に記録により確認を行う。

【総放射能量】

総放射能量については、埋設設備単位、群単位及び廃棄物埋施設全体での管理が必要となる。

1号、2号及び3号廃棄物埋施設のそれぞれについて、現在、既に同様の管理を行っている他の主要な放射性物質(11核種)と同様に、第1表を満足するように、埋設設備ごとの放射能量の実績に加えて、これから定置する予定の廃棄体データを受領後、当社にて第1表を満足するように定置計画を作成し、定置後にもその実績を管理する。

【埋設上の制限】

廃棄体の埋設実績及び搬出計画を基に、C1-36放射能量を設定し線量を評価している。このため、比較的C1-36の放射能量の多い廃棄体である黒鉛ガス冷却炉で発生する廃棄体(以下「GCR廃棄体」という。)及び加圧水型原子炉の一次系の浄化系で使用している液体フィルタ(以下「PWR液体フィルタ」という。)の充填固化体は、第1表に適合するよう埋設本数の管理を行う。具体的には以下のとおり。

➤ GCR 廃棄体

発生する発電所が限定されることから受入れをしないことで管理できる。

➤ PWR 液体フィルタの充填固化体

現在までに該当する液体フィルタ入りの充填固化体の製作実績はなく、また、前述のとおり、原子力発電所ではWACに基づき廃棄体製作を行うことで、PWR液体フィルタを充填固化体の製作対象から除くことができる。

上記については、事前の廃棄体受入計画の作成段階において確認が可能であるが、更に、廃棄体の受入れの前の記録により確認する。

第1表 C1-36の事業変更許可後の管理値*1

項目	管理値		自主管理値	
	1号廃棄物埋設施設		2号廃棄物埋設施設	3号廃棄物埋設施設
総放射エネルギー*2 (片寄り)	1群から6群 (均質・均一)	2.8×10 ¹⁰ Bq (4.6×10 ⁹ Bq/群)	8.0×10 ⁸ Bq (2.0×10 ⁸ Bq/東西2群*3)	4.8×10 ⁶ Bq (1.2×10 ⁶ Bq/東西2基)
	7群5基 (充填)	1.5×10 ⁵ Bq		
	8群3基 (充填)	8.5×10 ⁴ Bq		
	8群 (破砕物充填)	9.2×10 ⁸ Bq		
	8群 (均質・均一)	9.2×10 ⁸ Bq		
最大放射能濃度*2	9.2×10 ⁷ Bq/t		2.4×10 ⁷ Bq/t	4.8×10 ⁵ Bq/t
埋設上の制限	<均質・均一固化体> ・GCR廃棄体：対象外 <充填固化体> ・PWR液体フィルタ：対象外*5 ・GCR廃棄体：対象外		・PWR液体フィルタ：対象外*4 ・GCR廃棄体：144本(3群埋設済み)	・PWR液体フィルタ(一次系)：300本 (75本/東西2基)*5 ・GCR廃棄体：対象外

- *1：2号廃棄物埋設施設及び3号廃棄物埋設施設は自主管理値を示す。
 *2：線量評価に用いている値。廃棄体1体ごとの放射能データについては、第1図の「⑤申請データの確認」「⑥廃棄体確認監査(記録類確認)」において確認を行う。
 *3：GCR廃棄体及びPWR液体フィルタを埋設しない場合は、10倍の裕度を考慮しても7,8群の放射エネルギーは5.7×10⁵Bqとなり、2.0×10⁸Bq/東西2群を超えることはない。
 *4：PWR液体フィルタが埋設対象に含まれないことの確認は、第1図の「⑤申請データの確認」「⑥廃棄体確認監査(記録類確認)」において確認を行う。
 *5：PWR液体フィルタ(300本)のC-14放射エネルギー(約1.5×10¹³Bq)等を考慮し、C-14の申請総放射エネルギー(2.0×10¹³Bq)を超えない範囲で埋設本数を設定したものであり、C1-36により制限されたものではない。また、Co-60の申請総放射エネルギー(1.5×10¹⁴Bq)から求められるC1-36の総放射エネルギーは、最大でも7.5×10⁶Bqであり、線量評価結果(主要な放射性物質の選定)に影響を及ぼさない。

第2表 C1-36の現在の管理値

項目	自主管理値	
	1号廃棄物埋設施設	2号廃棄物埋設施設
総放射エネルギー (片寄り)	4.32×10 ⁹ Bq (5.40×10 ⁸ Bq/群)	9.80×10 ⁷ Bq (2.45×10 ⁷ Bq/東西2群)
最大放射能濃度	1.08×10 ⁷ Bq/t	9.80×10 ⁵ Bq/t*1
埋設制限本数	—	・PWR液体フィルタ：5,000本 ・GCR廃棄体：144本

- *1：2号廃棄物埋設施設の最大放射能濃度については、4群以降(本管理開始(2012年8月)以降に埋設を行う埋設設備群)の設備群に適用。

以上

資料 13 廃棄物確認における C1-36 の放射能濃度評価方法について

1. はじめに

事業変更許可申請においては、「日本原燃株式会社六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターにおける低レベル放射性廃棄物に係る塩素 36 の線量評価及び今後の対応について（指示）」（平成 24 年 3 月 30 日 平成 24・03・23 原院第 1 号）に基づき評価した結果を踏まえると、新たに 1 号廃棄物埋設施設において C1-36 が放射性廃棄物の受入れ基準の対象となることから、廃棄物確認に適用する廃棄体中の C1-36 の放射エネルギー評価方法等について以下に示す。

2. 廃棄体中の C1-36 放射エネルギーの評価方法

均質・均一固化体及び充填固化体中の C1-36 放射エネルギーは、「廃棄物埋設施設における許可基準規則への適合性について 第十条 廃棄物埋設地のうち第四号 補足説明資料 9「廃棄物埋設施設における許可基準規則への適合性について 第十条 廃棄物埋設地のうち第四号（廃止措置の開始後の評価）線量評価パラメータ-パラメータ根拠集-」の以下に示す箇所に記載されている値を使用し、設定している。

C1-36 の廃棄物確認方法に当たっても、これらの値及び 2.1、2.2 に示す方法を用いて放射エネルギー濃度を設定し、廃棄物確認を行うこととする。

・均質・均一固化体

補 9 添 3-44～45： 補足説明資料 9 添付資料 3 資料 6 濃縮廃液の C1-36 濃度から均質・均一固化体の放射エネルギーへの換算方法及びパラメータについて

・充填固化体

補 9 添 3-8：補足説明資料 9 添付資料 3 廃棄体中の C1-36 放射エネルギーの設定について
第 4 表 固体状廃棄物の充填固化体における C1-36 放射エネルギーの設定値

2.1 均質・均一固化体中の C1-36 の廃棄物確認方法について

(1) C1-36 放射エネルギーの設定

発電所の廃棄体種類別に、濃縮廃液の C1-36 濃度 (Bq/t) を均質・均一固化体の放射エネルギー (Bq/本) へ換算する。この換算に必要なパラメータは、該当する電気事業者が各発

電所の運転実績等を調査し、平均放射能濃度 (Bq/t) として設定する。均質・均一固化体に含まれる C1-36 の平均放射能濃度を第 1 表に示す。

(2) 廃棄物確認方法

評価対象となる放射性物質(以下「評価核種」という。)として C1-36 の廃棄物確認が必要となるため、第 1 表の設定値を用いて均質・均一固化体に含まれる放射エネルギーを算定し、廃棄物確認を行う。また、第 1 表の設定値は、濃縮廃液の分析データが取得されている 2014 年度まで適用する。

ただし、東海発電所などのように、2014 年度までに既に廃止措置に移行しているプラントについては、廃止措置に移行する以前の年度までを適用とする。

なお、C1-36 の申請データについては、機能を確認した検査装置あるいは品質マネジメントシステムで定めた手順に従い算出する。

(3) 2015 年度以降に発生する廃棄物に対する第 1 表の継続使用方法について

他の廃棄物確認対象核種の場合と同様に、既に認められている方法に従って第 1 表が適用できることを確認する。

ただし、既に認められている方法で第 1 表の継続使用が確認できない場合は、C1-36 の主たる生成起源は、原子炉冷却材中の安定塩素であることから、従来のスケーリングファクタ(以下「SF」という。)等の変動の三要素(大規模な原子炉構成材料の変更、燃料損傷、固化処理装置の変更)に加え、原子炉冷却材中の安定塩素濃度の定期的な管理値の変動(継続したい年度に該当する運転サイクルの平均値が、平成 26 年度(2014 年度)までに運転していた数年分又は数運転サイクル分の平均値の 10 倍を超えないこと)を確認し、第 1 表が適用できることを確認する。

第1表 均質・均一固化体に含まれる C1-36 の平均放射能濃度(Bq/t) (1/2)*1,2

		セメント固化体(セメントガラス固化体)					アスファルト固 化体	プラスチック固化体		
		濃縮廃液	使用済 樹脂	スラッジ	濃縮廃液 ペレット 又は粉体	ペレット 固化体 (重曹等 添加)	蒸発 固化体	濃縮廃液	濃縮廃液	使用済 樹脂
B W R	女川 1～3号	1.4×10 ⁴	2.9×10 ⁴ *3 2.8×10 ⁴ *4 2.2×10 ⁴ *5	—	—	—	—	—	—	—
	福島第一 1/2号	1.4×10 ⁴	—	—	6.1×10 ⁴ *6 8.5×10 ⁴ *7	—	—	—	—	—
	福島第一 3/4号		—	—		—	—	—	—	—
	福島第一 5/6号		—	—		—	—	—	—	—
	福島第二 1～4号	1.4×10 ⁴	—	—	—	—	—	—	※	—
	柏崎刈羽 1～7号	1.7×10 ³	—	—	—	—	—	—	—	—
	志賀 1/2号	—	—	—	2.2×10 ⁴	—	—	—	—	—
	浜岡 1/2号	1.4×10 ⁴	—	1.4×10 ⁴	—	—	—	—	—	5.8×10 ⁵
	浜岡 1～5号		—	—	3.2×10 ⁵	—	—	—	—	—
	島根 1/2号	1.8×10 ⁴	3.5×10 ⁴ *3 1.4×10 ⁴ *8 1.9×10 ⁴ *9	1.0×10 ⁴	—	—	—	—	1.2×10 ⁵	8.0×10 ⁴
	東海第二	1.4×10 ⁴	—	—	1.1×10 ⁵	1.1×10 ⁵	—	—	—	—
敦賀 1号	1.4×10 ⁴	—	—	—	—	—	2.2×10 ⁵	—	—	

*1：本表は平成 26 年度(2014 年度)までの濃縮廃液の分析データに基づき設定した。

*2：「※」は、C1-36 以外の評価核種の SF は設定済みであるが、平均放射能濃度は設定されていないことを、「—」は該当廃棄体未発生であることを示す。

*3：濃縮廃液+使用済樹脂

*4：ランドリー廃液+使用済樹脂

*5：使用済樹脂

*6：濃縮廃液ペレット(100kg)

*7：濃縮廃液ペレット(150kg)

*8：使用済樹脂(粒状樹脂)

*9：使用済樹脂(粉状樹脂)

*10：Bモード(溶離廃液含まない)

*11：Aモード(溶離廃液含む)

第1表 均質・均一固化体に含まれる C1-36 の平均放射能濃度(Bq/t) (2/2) *1,2

		セメント固化体(セメントガラス固化体)					アスファルト 固化体	プラスチック固化体		
		濃縮廃液	使用済 樹脂	スラッジ	濃縮廃液 ペレット 又は粉体	ペレット 固化体 (重曹等 添加)	蒸発 固化体	濃縮廃液	使用済 樹脂	
P W R	泊 1/2 号	—	—	—	—	—	—	1.3×10 ⁴	—	—
	美浜 1～3 号	9.1×10 ²	—	—	—	—	—	1.1×10 ⁴ *10 5.9×10 ⁵ *11	—	—
	高浜 1～4 号	9.1×10 ²	—	—	—	—	—	2.0×10 ⁴ *10 1.1×10 ⁶ *11	—	—
	大飯 1～2 号	9.1×10 ²	—	—	—	—	—	1.3×10 ⁴ *10 6.7×10 ⁵ *11	—	—
	大飯 3～4 号		—	—	1.1×10 ⁴	—	—		—	—
	伊方 1/2 号	8.2×10 ²	—	—	—	—	—	2.1×10 ⁴	—	—
	伊方 3 号	4.6×10 ³	—	—	—	—	—	—	—	—
	玄海 1/2 号	8.9×10 ²	—	—	—	—	—	8.8×10 ³	—	—
	玄海 3/4 号	7.6×10 ³	—	—	—	—	—	—	—	—
	川内 1/2 号	※	—	—	—	—	—	8.6×10 ³	—	—
敦賀 2 号	※	—	—	—	—	—	1.2×10 ⁴	—	—	
G C R	東海	—	—	—	—	—	3.6×10 ⁶	—	—	—

*1 : 本表は平成 26 年度(2014 年度)までの濃縮廃液の分析データに基づき設定した。

*2 : 「※」は、C1-36 以外の評価核種の SF は設定済みであるが、平均放射能濃度は設定されていないことを、「—」は該当廃棄体未発生であることを示す。

*3 : 濃縮廃液+使用済樹脂

*4 : ランドリー廃液+使用済樹脂

*5 : 使用済樹脂

*6 : 濃縮廃液ペレット(100kg)

*7 : 濃縮廃液ペレット(150kg)

*8 : 使用済樹脂(粒状樹脂)

*9 : 使用済樹脂(粉状樹脂)

*10 : B モード(溶離廃液含まない)

*11 : A モード(溶離廃液含む)

2.2 充填固化体中の C1-36 の廃棄物確認方法

(1) 廃棄体(固体状廃棄物(PWR 液体フィルタ、GCR 溶融固化体を除く))の放射能濃度

固体状廃棄物に付着する C1-36 の汚染メカニズムから、廃棄体中の放射エネルギー(Bq/本)を検討した結果を第 2 表に示す。第 2 表に関して、設定の考え方は以下のとおりである。

- ・①吸着平衡の原子炉冷却材の C1-36 濃度は、原子炉冷却材の分析データに基づき設定する。値の設定に当たっては、PWR における分析データ(13 点)と BWR における分析データ(6 点)の最大値を比較し C1-36 濃度の高い PWR における分析データ(13 点)の最大値を保守的に丸めた 4.0×10^{-4} Bq/mL を設定値とする。
- ・①吸着平衡の付着係数及び③付着水の付着水厚さは、基礎的な試験を実施した結果である。
- ・②クラッドの C1-36/Co-60 濃度比は、30 点以上を目安として PWR 液体フィルタにて分析データを蓄積し、SF の成立性を確認した上で、この分析データの算術平均を設定値とする。また、BWR でも固体状廃棄物(18 点)及び炉水クラッド(12 点)にて分析データを取得し、SF の成立性を確認した上で、この C1-36/Co-60 濃度比の算術平均は、 6.0×10^{-9} となり、PWR(C1-36/Co-60 濃度比 5.0×10^{-8})よりも小さくなることを確認する。
- ・②クラッドの Co-60 の充填固化体放射エネルギーは、2 号廃棄物埋設施設の現状までの埋設実績に基づき、算術平均の 95%信頼区間の上限を設定値とする。
- ・①吸着平衡及び③付着水における固体状廃棄物の比表面積は、既往の実態調査結果及び充填量は実規模大の模擬廃棄物の試験結果に基づき設定する。なお、いずれの設定値も「充填固化体の標準的な製作方法」⁽²⁾に基づいている。・溶融固化体については、溶融処理により C1-36 が気体廃棄物に移行する可能性があるが、保守的に移行は生じないものとする。

(2) 廃棄物確認方法

評価核種として C1-36 の廃棄物確認が必要となるため、第 2 表の設定値を用いて放射能濃度を設定し、廃棄物確認を行う。

ただし、②クラッドの Co-60 充填固化体放射エネルギー(Bq/本)は、廃棄体検査時に非破壊検査装置にて測定された Co-60 濃度から算定する。

また、固体状廃棄物の汚染源は冷却材であり、この C1-36 濃度の変動性は濃縮廃液の

C1-36 濃度で確認できるため、固体状廃棄物の設定値は、濃縮廃液の設定年度である2014年度まで適用できるものとする。ただし、東海発電所などのように、2014年度までに廃止措置に移行している発電所は、廃止措置対象となる廃棄物が発生する以前の年度までとする。

なお、追加する C1-36 の申請データについては、機能を確認した検査装置あるいは品質マネジメントシステムで定めた手順に従い算出する。

以上から、廃棄物確認における充填固化体に含まれる本数換算及び重量換算の C1-36 放射能濃度 (Bq/本、Bq/t) の算出方法、及びこれに用いる平均放射能濃度 (Bq/本)、SF 及び溶融体の残存率 (「(1) 廃棄体 (固体状廃棄物 (PWR 液体フィルタ、GCR 溶融固化体を除く)) の放射能濃度」で前述したとおり保守的に設定する。具体的には以下のとおりとする。

【溶融固化体以外の場合】

- C1-36 の放射能濃度 (本数換算 : Bq/本)
= C1-36 の平均放射能濃度 (Bq/本) + Co-60 の放射能濃度 (Bq/本) × C1-36 の SF (-)
- C1-36 の放射能濃度 (重量換算 : Bq/t)
= C1-36 の放射能濃度 (本数換算 : (Bq/本)) / 廃棄体重量 (t/本)

【溶融固化体の場合】

- C1-36 の放射能濃度 (本数換算 : Bq/本)
= C1-36 の平均放射能濃度 (Bq/本) × C1-36 の残存率 (-)
+ Co-60 の放射能濃度 (Bq/本) / Co-60 の残存率 (-) × C1-36 の SF (-) × C1-36 の残存率 (-)
- C1-36 の放射能濃度 (重量換算 : Bq/t)
= C1-36 の放射能濃度 (本数換算 : Bq/本) / 廃棄体重量 (t/本)

ここで、

C1-36 の平均放射能濃度は第 3 表

C1-36 の SF は第 4 表

C1-36 の残存率は第 5 表

とする。

また、充填固化体の SF 法を適用するためのスクリーニングレベルは、第 6 表とする。ただし、実際には C-14 のスクリーニングレベルの方が小さいので、これで制限される。

(3) 2015 年度以降に発生する廃棄物に対する第 2 表の継続使用方法について

他の廃棄物確認対象核種の場合と同様に、「2.1(3) 2015 年度以降に発生する廃棄物に対する第 1 表の継続使用方法について」で示した均質・均一固化体の継続使用の確認、又は既に認められている方法に従って第 3 表又は第 4 表のいずれかが適用できることを確認する（平均放射能濃度法及び SF 法から求まる放射能濃度を加算するので、いずれかが確認できると良い）。ただし、既に認められている方法で、これらの継続使用が確認できない場合は、「2.1(3) 2015 年度以降に発生する廃棄物に対する第 1 表の継続使用方法について」で示した均質・均一固化体の継続使用の確認と同様とする。

第 2 表 固体状廃棄物の充填固化体 C1-36 放射エネルギーの設定値*1

項目		設定値	出典
① 吸着 平衡	付着係数 (mL/cm ²)	3.0×10 ⁻⁴ (SUS の C1 に対する測定値)	文献値 ⁽¹⁾
	原子炉冷却材 C1-36 濃度 (Bq/mL)	4.0×10 ⁻⁴ (分析データ 13 点の最大値 3.77×10 ² Bq/t を基 に設定した値)	資料 1「原子炉冷 却材における C1- 36 濃度につい て」第 1 表*2
	比表面積 (cm ² /g)	0.88 (既往の実態調査結果)	文献値 ⁽²⁾
	充填量 (kg/本)	305 (既往の実大規模試験結果)	文献値 ⁽²⁾
	放射エネルギー (Bq/本) (=上記の積)	3.2×10 ⁻²	-
② クラ ッド	C1-36/Co-60 濃度比 (-)	5.0×10 ⁻⁸ (PWR 液体フィルタ 38 点の算術平均、 BWR でも検証)	資料 7「7.2(1) d. スケーリングフ ァクタの計算」*2
	Co-60 充填固化体 放射エネルギー (Bq/本)	1.0×10 ⁷ (埋設実績の算術平均の 95%信頼区間上限)	-
	放射エネルギー (Bq/本) (=上記の積)	5.0×10 ⁻¹	-
③ 付着 水	付着水厚さ (μm)	50 (測定結果の最大値を基に設定した値)	文献値 ⁽¹⁾
	原子炉冷却材 C1-36 濃度 (Bq/ml)	4.0×10 ⁻⁴ (上記)	資料 1「原子炉冷 却材における C1- 36 濃度につい て」第 1 表*2
	比表面積 (cm ² /g)	0.88 (既往の実態調査結果)	文献値 ⁽²⁾
	充填量 (kg/本)	305 (既往の実大規模試験結果)	文献値 ⁽²⁾
	放射エネルギー (Bq/本) (=上記の積)	5.4×10 ⁻¹	-
放射エネルギー合計 (Bq/ 本)		1.1×10 ⁰	-

*1：本表で用いた原子炉冷却材の C1-36 濃度及び C1-36/Co-60 濃度比が変動していないことは、原子炉冷却材の濃度変動がある場合に影響を受ける濃縮廃液の C1-36 濃度が増加していないことで確認した。

*2：「廃棄物埋設施設における許可基準規則への適合性について 第十条 廃棄物埋設地のうち第四号 補足説明資料 9「廃棄物埋設施設における許可基準規則への適合性について 第十条 廃棄物埋設地のうち第四号（廃止措置の開始後の評価）線量評価パラメータ-パラメータ根拠集-」を参照。

第3表 C1-36 の平均放射能濃度 (Bq/本)

難測定核種	BWR	PWR
C1-36	6.0×10^{-1} *1	

*1：第2表の①合計 3.2×10^{-2} と③合計 5.4×10^{-1} を加算して端数処理して設定した。

第4表 SF[key 核種：Co-60]

難測定核種	BWR	PWR
C1-36	5.0×10^{-8} *1	

*1：第2表の②の C1-36/Co-60 濃度比にて設定した。

第5表 溶融体の残存率

難測定核種	残存率 (%)	
	高周波誘導加熱方式	プラズマ加熱方式
C1-36	100	

第6表 スクリーニングレベル[key 核種：Co-60]

1号廃棄物埋施設の場合*1

難測定核種	BWR	PWR
C1-36 (溶融以外の固化体)	1.8×10^{14}	
C1-36 (溶融固化体)	1.8×10^{14}	

*1：最大放射能濃度 (1号廃棄物埋施設) /SF から設定した。

2号廃棄物埋施設の場合*1,2

難測定核種	BWR	PWR
C1-36 (溶融以外の固化体)	4.8×10^{14}	
C1-36 (溶融固化体)	4.8×10^{14}	

*1：最大放射能濃度 (2号廃棄物埋施設) /SF から設定した。

*2：参考として、2号廃棄物埋施設における自主管理に用いる値を示す。

3. 参考文献等

- (1) 本山光志、鈴木泰博、森本恵次、脇寿一、佐々木隆之(2015)：放射性固体廃棄物となるステンレス鋼等におけるC1-36の付着係数評価、原子力バックエンド研究、Vol. 22、No. 2
- (2) 北海道電力他9電力(2016)：充填固化体の標準的な製作方法

以上